CNE
CNE
CNE

COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS

Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991

RAPPORT D'EVALUATION N° 6

◆◆◆◆

- Juin 2000 -

SOMMAIRE

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

	PAGES
PRINCIPALES CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS	
Evaluation des recherches à mi-parcours	I à XI
Principales questions et recommandations	XII à XIII
INTRODUCTION	1
CHAPITRE 1 : LES ACTIVITES DE LA COMMISSION	
1.1 LES ACTIVITES DE LA COMMISSION DURANT LA PERIODE 1999-2000	2
1.1.1 Les auditions scientifiques de la Commission	2 à 4
1.1.2 Les comptes rendus des auditions	4
1.1.3 Voyage d'étude en Suède et en Finlande	4
1.2 EVENEMENTS EN RELATION AVEC LA LOI	4 et 5
1.3 COMPOSITION DE LA COMMISSION	5
CHAPITRE 2 : SUITES DONNEES AUX RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION	
2.1 METHODE D'ANALYSE	6
2.2 ANALYSE DES REPONSES APPORTEES PAR LES ACTEURS DE LA LOI	7
2.2.1 Modélisation et simulation numérique	7
2.2.2 Etude de la faisabilité de reprise des verres et des calcinats conditionnés	7 et 8
2.2.3 Toxicologie des déchets	8 et 9
2.2.4 Inventaire	9
2.2.5 Suites données aux autres recommandations	9 à 12
CHAPITRE 3 : L'EVALUATION DE LA STRATEGIE ET DES PROGRAMMES DES RECHERCHES	
3.1 ASPECTS GENERAUX	13 à 15

3.2 LES ACQUIS DE 1999 15 et 16

3.3 COMMENTAIRES 16 et 17

3.3.1 Observations demandées sur quelques points précis 17 et 18
3.3.2 Réflexions et commentaires 18 à 25

3.4 LA STRATEGIE INDUSTRIELLE 25 et 26

CHAPITRE 4 : METHODOLOGIE DE L'INVENTAIRE DES DECHETS RADIOACTIFS

4.1 MISSION CONFIEE AU PRESIDENT DE L'ANDRA 27

4.2 RAPPORT PRESENTE PAR M. LE PRESIDENT DE L'ANDRA A LA COMMISSION LE 4 MAI 2000 28

4.2.1 Origine et classification des déchets radioactifs 28 et 29
4.2.2 Les besoins en matière d'inventaire 29 et 30
4.2.3 Les expériences étrangères 30 et 31
4.2.4 Les principes de l'inventaire national proposé 31 à 34

CHAPITRE 5 : LES RECHERCHES SUR LA SEPARATION POUSSEE ET LA TRANSMUTATION – Axe 1 de la loi de 1991

5.1 LES SEPARATIONS CHIMIQUES 35

5.1.1 La documentation pour l'évaluation et la réorganisation du programme des recherches 36
5.1.2 Les principaux acquis de l'année 1999 37 à 39
5.1.3 Le programme PURETEX 39
5.1.4 Le programme ACTINEX 40 à 43
5.1.5 Séparation des produits de fission et d'activation à vie longue 44 à 47
5.1.6 Autres recherches en séparations poussées : Pyrochimie 47 à 49
5.1.7 Conclusion sur les études de séparation poussée 49 à 51
5.1.8 Recommandations sur les études de séparation poussée 52

5.2 LA TRANSMUTATION ET LES SYSTEMES HYBRIDES

5.2.1 La documentation et les principaux acquis de 1999 – 2000 52 à 54
5.2.2 L'état des travaux concernant la transmutation en réacteurs critiques 54 à 58
5.2.3 Les recherches de base sur les systèmes hybrides 58 à 62
5.2.4 Les projets de démonstrateurs de systèmes hybrides 62 à 64
5.2.5 Les études de scénarios 65 à 69

5.3 LES AVANCEES REALISEES DEPUIS L'ENGAGEMENT DES PROGRAMMES DANS LE CADRE DE LA LOI 69 à 71

CHAPITRE 6 : LES RECHERCHES POUR LES LABORATOIRES SOUTERRAINS ET LE STOCKAGE GEOLOGIQUE – Axe 2 de la loi de 1991

6.1 LE PROGRAMME DE RECHERCHE SUR LE SITE DE L'EST 72

6.1.1 Le plan de développement de l'ANDRA 72 à 76
6.1.2 Le programme expérimental en laboratoire souterrain 76 à 79
6.1.3 Les recherches associées aux options initiales de conception et à leur confirmation 79 à 81
6.1.4 Les autres recherches de l'ANDRA sur le site de l'Est 81 à 82

6.2 LA SELECTION DES MASSIFS GRANITIQUES, PREALABLE A LA CONCERTATION 82

6.3 LE COMPORTEMENT A LONG TERME DES MATRICES DE CONFINEMENT ET DES COLIS 83 à 88

6.4 BILAN DES ETUDES ET TRAVAUX 1998 DE L'ANDRA 88 et 89

6.5 LA SIMULATION NUMERIQUE 90 à 95

6.6 LES AVANCEES REALISEES DEPUIS L'ENGAGEMENT DES PROGRAMMES DANS LE CADRE DE LA LOI 95 à 98

CHAPITRE 7 : LES RECHERCHES SUR LE CONDITIONNEMENT ET SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE – Axe 3 de la loi de 1991 99 à 100

7.1 LES RECHERCHES SUR LE CONDITIONNEMENT 101

7.1.1 Les principaux acquis de l'année 1999 102
7.1.2 Les recherches sur les déchets anciens et les colis industriels actuels 102 à 105
7.1.3 Les nouvelles matrices de conditionnement 105 à 109
7.1.4 Les matériaux des conteneurs et surconteneurs 109
7.1.5 Les études de comportement à moyen et long terme 109 à 113
7.1.6 Conclusions et recommandations 113 et 114

7.2 LES RECHERCHES SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE 114

7.2.1 L'objectif, la finalité et les stratégies pour un entreposage de longue durée 114 et 115
7.2.2 Le calendrier et le programme de recherche du CEA sur l'entreposage de très longue durée (EtLD) 115 à 119
7.2.3 Les concepts d'entreposage étudiés 119 à 126

7.3 AVANCEES REALISEES DEPUIS L'ENGAGEMENT DES PROGRAMMES DANS LE CADRE DE LA LOI 127 à 129

CHAPITRE 8 : L'ETAT DES RECHERCHES ET DES REALISATIONS EFFECTUEES A L'ETRANGER

8.1 RECHERCHES ET TRAVAUX EN COURS – REALISATIONS INDUSTRIELLES

8.1.1 Les organisations internationales 130 à 134
8.1.2 La situation des recherches et les réalisations dans quelques pays étrangers 132 à 139

8.2 AVANCEE SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES – REFLEXIONS COLLECTIVES

8.2.1 Axe 1 : Séparation, transmutation 139 à 145
8.2.2 Axes 2 et 3 : les études, les expérimentations et les réalisations en Finlande et en Suède sur l'entreposage et le stockage des déchets 145 à 153
8.2.3 Axe 2 : Autres faits saillants 153 à 162
8.2.4 Axe 3 : Conclusions du groupe d'experts EKRA (Suisse) 163 à 165

ANNEXES

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

		PAGES
ANNEXE 1 :	COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION AU 29 JUIN 2000	166 et 167
ANNEXE 2 :	DONNEES RELATIVES AUX PRINCIPALES PROPRIETES DES COLIS DE DECHETS RADIOACTIFS	168 à 170
ANNEXE 3 :	- ATELIER SUR LES SEPARATIONS PYROCHIMIQUES (WORKSHOP ON PYROCHEMICAL SEPARATION) - PROGRAMME NEWPART	171 à 178
ANNEXE 4 :	ANNEXE ENVIRONNEMENT ET VIVANT (in « Radiochimie : matière radioactive et rayonnement ionisants » - Académie des Sciences, Rapport RST n° 4, Editions Tec & Doc, juillet 2000) Dietrich AVERBECK – Maurice TUBIANA	179 à 188
GLOSSAIRE		189 à 206

PRINCIPALES CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS

L'évaluation des recherches à mi-parcours, présentée ci-dessous, est un bilan intermédiaire qui inclut également les principales conclusions des auditions 1999-2000. Les recommandations principales issues de ces auditions sont regroupées ensuite, en pages XII - XIII.

Evaluation des recherches à mi-parcours

La Commission Nationale d'Evaluation, issue de la loi du 30 décembre 1991, a été mise en place en 1994, année de reprise des travaux de reconnaissance pour l'étude des possibilités de stockage souterrain après le moratoire de 1990. Le délai fixé par la loi pour les études à mener, tant dans les centres de recherche qu'en laboratoire souterrain, afin de gérer les déchets nucléaires dans les conditions optimales, expire le 30 décembre 2006. Compte tenu du début effectif en 1994 des principales filières de travaux menés dans le cadre de cette loi, on peut considérer que l'année 2000 se situe approximativement à mi-parcours. Il semble alors opportun de faire le bilan des résultats déjà obtenus et d'évaluer l'ampleur des recherches restant à conduire dans le temps qui reste disponible pour fournir des réponses au législateur.

Dès son premier rapport annuel, la Commission avait exprimé la nécessité d'une coordination scientifique et technique des organismes participant aux recherches ; une telle démarche visait en particulier à identifier les principales lacunes des programmes, à clarifier les objectifs visés et à définir une stratégie de recherche équilibrée entre les trois axes de la loi de 1991 et impliquant la communauté scientifique nationale. La stratégie de définition et de mise en œuvre des programmes de recherche donne maintenant lieu à une réflexion coordonnée par le Ministère chargé de la Recherche et de la Technologie. Il est ainsi possible de se prononcer sur la cohérence des recherches ainsi que sur leur adéquation aux objectifs de la loi et, pour certaines d'entre elles, aux besoins des industriels, même s'il subsiste quelques points sur lesquels la collaboration des acteurs et l'implication de la communauté scientifique universitaire devraient être améliorées. La Commission note que, dès maintenant, plusieurs GdR associant le CNRS à d'autres organismes participent aux recherches sur les trois axes définis par la loi et ajoutent une contribution substantielle aux travaux conduits par le CEA et l'ANDRA, responsables de ces axes.

X X

X

Axe 1

La première orientation de la loi, dite « axe 1 », vise à réduire la radiotoxicité des déchets nucléaires par transmutation des radionucléides à vie longue les plus nocifs. Celle-ci nécessite des séparations chimiques portant sur des matières très radioactives, et qui vont au-delà de celles déjà pratiquées dans le retraitement actuel des combustibles irradiés pour la séparation de l'uranium, du plutonium et des autres corps (produits de fission et actinides mineurs). Les actinides mineurs ont été des objectifs prioritaires à cause de leur haute radiotoxicité, mais la Commission a insisté sur l'avantage de séparer certains produits de fission à vie longue, compte tenu de leur impact majeur dans une option de stockage en profondeur. Devant diverses difficultés scientifiques et techniques inhérentes à la transmutation, la Commission a suggéré d'associer au concept de Séparation-Transmutation (S-T) celui de Séparation-Conditionnement (S-C), consistant à incorporer les éléments séparés dans des matrices à pouvoir accru de confinement en milieu géologique.

Le bilan actuel des nouvelles séparations chimiques adaptées à celles que permet déjà le procédé Purex de retraitement actuel est encourageant : la faisabilité scientifique de plusieurs procédés pour séparer les actinides mineurs est en vue (en particulier, les procédés Sanex et Sésame) ou même déjà obtenue (le procédé Diamex). Il en est de même pour certains produits de fission importants, iode, césium (le procédé Calixarènes) et pour une partie du technétium. Il reste à examiner le cas d'autres produits de fission ou d'activation à vie longue pour lesquels les recherches s'amplifient. La faisabilité technique des séparations aura été évaluée et la faisabilité industrielle de certaines d'entre elles devrait pouvoir être estimée. On peut ainsi penser que le bilan des recherches déjà menées pour la **séparation** permet de considérer l'échéance de 2006 avec sérénité.

Pour laisser ouverts les choix de gestion des matières radioactives que pourraient permettre les recherches de l'axe 1 et celles concernant les conditionnements spécifiques pour un stockage (S-C), il convient d'envisager des conditionnements d'attente réversibles pour des matières radioactives séparées des combustibles usés. A cet égard, des études sont en cours. Elles ouvrent des possibilités qui devront être évaluées en 2006. En préparant ces conditionnements d'attente, il faut aussi se préparer à répondre à l'objectif de diminution des rejets liquides ou gazeux de produits radioactifs, notamment à la mer, décidé à Sintra par la réunion ministérielle de la Commission OSPAR pour l'application de la Convention pour la

protection du milieu marin de l'Atlantique du nord-est, entrée en vigueur en 1998, et qui s'imposera à l'industrie nucléaire.

La mise en œuvre de la transmutation nécessite également la préparation, l'essai et l'analyse de combustibles particuliers ou de cibles d'irradiation ainsi que leur traitement chimique ultérieur, pour atteindre, par recyclage des radionucléides à transmuter, les rendements souhaités.

Les recherches sur la transmutation sont menées principalement pour les actinides et certains produits de fission à vie longue (iode 129, césium 135, technétium 99) par le CEA et le CNRS. Deux voies peuvent être distinguées. **La première** correspond à des procédés utilisant la **filière actuelle** des réacteurs à eau sous pression, et les recherches portent essentiellement sur des combustibles nouveaux qui permettraient soit le multirecyclage du plutonium et d'actinides mineurs préalablement séparés, soit une destruction en un seul passage en réacteur. Cette première voie est explorée par le CEA qui a mené à bien les études correspondantes. Les études de scénarios ont établi les performances possibles de ces procédés. La mise en œuvre des procédés (filières MOX, MIX, APA, Th-Pu...) dépend désormais de décisions opérationnelles après développements d'industrialisation.

La **deuxième voie** de recherche est celle des réacteurs à **neutrons rapides** ou de **solutions innovantes**. L'effort de recherche a principalement porté sur les systèmes sous-critiques assistés par accélérateur, pour lesquels une R&D de base a été engagée en 1996. Les résultats acquis tant en France qu'à l'étranger permettent à présent d'envisager un démonstrateur de système hybride à neutrons rapides, dont la conception est élaborée par le CEA, le CNRS et leurs partenaires européens. Un dossier de motivation est en voie de constitution. Des études de systèmes complets de transmutation (comportant, par exemple, des réacteurs à sels fondus, des systèmes pyrochimiques de traitement du combustible...) sont engagées. La conception de nouvelles matrices combustibles et l'étude de leur comportement sont au cœur de l'ensemble de ces recherches. Peu de résultats tangibles sont obtenus à ce jour. Les études de comportement sous irradiation sont de première importance : il est à craindre que le programme ambitieux prévu sur PHENIX soit compromis par la brièveté de la durée, actuellement prévue, de fonctionnement de ce réacteur en fin de vie, à moins de reporter celle-ci à la fin des programmes expérimentaux. Il faut également que le futur réacteur Jules Horowitz apporte une contribution à ces travaux, notamment en neutrons rapides. On est ici au-delà de 2006.

Quel que soit le résultat de ces recherches, il restera une quantité limitée de résidus ultimes qu'il conviendra de stocker dans les conditions qui seront prévues par le législateur. La filière séparation-transmutation (S-T), reposant sur des procédés complexes et coûteux, ne s'adressera qu'aux déchets de haute activité et à vie longue les plus nocifs (déchets C) dont le volume est limité à quelques milliers de m^3. Les déchets de moyenne activité à vie longue (déchets B), qui représenteront de l'ordre de 100 000 m^3 en 2020, ne pourront pas en bénéficier et devront aller au stockage.

Axe 2

La seconde orientation de la loi de 1991, dite « Axe 2 », vise à l'étude en laboratoire souterrain des possibilités de stockage dans des formations géologiques des déchets pour lesquels aucun traitement ultérieur n'est prévu. La Commission, qui l'avait relevé dès son premier rapport, considère que le délai imparti à l'ANDRA pour mener à bien ce travail est très tendu, surtout si on le compare à la durée des expériences menées dans des conditions similaires dans les autres pays de l'OCDE (souvent 15 ans). Elle avait également relevé que la méconnaissance des quantités et des caractéristiques des déchets à prendre en compte était de nature à entraver le développement de ces études. Des évaluations non cohérentes de l'inventaire des déchets avaient été présentées à la Commission ; la mission confiée par le Gouvernement au Président de l'ANDRA permet de reprendre maintenant l'inventaire sur des bases fiables.

Trois sites potentiels ont été reconnus par l'ANDRA au cours de la période 1994-1997, ce qui a conduit le gouvernement à sélectionner, le 8 décembre 1998, le site de l'Est pour y construire un laboratoire souterrain de recherche et à demander à l'ANDRA de rechercher pour un second laboratoire un nouveau site potentiel où le granite affleurerait. Les décisions gouvernementales du 8 décembre 1998 ont ouvert notamment deux champs de réflexion et d'étude très importants : le choix de la réversibilité des stockages qui devra se traduire dans l'ingénierie minière aussi bien que dans les caractéristiques des conteneurs ; la spécificité des types de stockages qui devront être adaptés aux types de déchets.

Dans cette perspective, on peut penser que, si le creusement de l'ouvrage souterrain de Bure se déroule de l'automne 2000 à la fin de 2002, la période 2003-2005 devra faire l'objet d'un effort de recherche très soutenu, en particulier en mécanique des roches, en hydrogéologie et en géochimie. Les connaissances acquises par l'ANDRA, en tant que participant ou

responsable d'expériences menées dans l'argile à l'étranger (particulièrement au Mont-Terri en Suisse et à Mol en Belgique), lui permettront de gagner un temps appréciable pour la phase de mise en place des expériences. Toutefois, il faut noter qu'une expérience de diffusion des traceurs dans l'argile, comme celle réalisée au Mont-Terri, est indispensable à Bure et nécessite plus de deux ans de travail expérimental. Cette phase doit être suivie d'une interprétation détaillée faisant appel à une modélisation numérique complexe tenant compte de la géométrie 3D, de l'hétérogénéité et de l'anisotropie du milieu. Par ailleurs, les résultats obtenus par la campagne de géophysique 3D montrent une continuité et une régularité des couches qui restent à confirmer par l'interprétation plus approfondie qui est en cours.

De son côté, la **modélisation** a pris du retard et devra faire l'objet d'un effort accru. L'ANDRA a entrepris, dès maintenant, de renforcer ce domaine. Au terme d'une expertise qui vient de s'achever, elle engage un programme de développement de la modélisation du comportement à long terme d'un site de stockage de déchets, et des phénomènes qui pourraient résulter d'une dégradation des conteneurs, de l'entraînement des radionucléides par l'eau et de leur retour à la biosphère. Il devrait alors être possible de distinguer, par des études de sensibilité, les paramètres principaux, et de simuler des scénarios divers d'évolution d'un stockage, afin de s'assurer de sa robustesse.

Le réseau cohérent des codes de calcul, relatif à un site, est un outil d'intégration des connaissances et d'appréciation de la sensibilité de celles-ci pour les objectifs du laboratoire. Il engage la responsabilité de l'ANDRA ; il est donc gouverné par la hiérarchie des tâches de l'ANDRA, que ce soit dans le temps, dans l'espace à partir des sources et des perturbations qu'apporte l'ouvrage souterrain au site initial, et dans l'échelle des dangers et des risques. Un travail notable de défrichage et de reconnaissance a été effectué. La réalisation de ce réseau « responsabilisé » reste à faire.

Dans ces conditions, et si le calendrier est respecté, l'ANDRA devrait être en mesure de fournir en 2006 un dossier substantiel concernant les possibilités de stockage en milieu argileux. En ce qui concerne un nouveau site granitique, le retard pris par les travaux laisse peu d'espoir de présenter en 2006 des conclusions scientifiques étayées sur des recherches effectuées en laboratoire souterrain sur le territoire national. L'ANDRA risque donc d'être conduite à présenter un dossier reposant essentiellement sur les travaux génériques auxquels elle a participé dans des laboratoires étrangers dont l'environnement géologique est différent. Elle pourra également s'appuyer sur des données obtenues à partir de la surface

par des forages instrumentés et des études géophysiques. Le projet de stockage profond en Finlande illustre bien les apports potentiels de ces techniques.

Pour être en conformité avec les décisions gouvernementales du 8 décembre 1998, un effort de recherche majeur doit être lancé pour qu'à chaque type de déchets soit associé un concept de stockage optimisé tenant compte à la fois des caractéristiques des déchets et des caractéristiques géologiques du site. Par exemple, les déchets B sont des déchets ultimes qui n'émettent qu'une faible puissance thermique. Il n'y a pas de raison technique de poursuivre l'entreposage de ceux dont le conditionnement est adéquat. En revanche, les déchets C nécessitent un temps de refroidissement de plusieurs décennies, qui devra être déterminé en fonction des caractéristiques du site de stockage et des propriétés des barrières ouvragées. Le faible volume des déchets C vitrifiés, et les avantages d'un temps de refroidissement prolongé, font que l'urgence ne s'impose pas. Les entrepôts de La Hague peuvent dès à présent recevoir une trentaine d'années de production supplémentaire de verres dans lesquels sont inclus des déchets C. Un tel délai, qui pourrait être étendu, permettrait à la fois de progresser dans le domaine de la transmutation et d'élaborer un concept robuste de stockage réversible des déchets de haute activité. Les options relatives à la réversibilité du stockage dépendent par ailleurs du délai préalable d'entreposage.

Axe 3

La troisième orientation de la loi, dite « axe 3 », concerne l'entreposage entendu comme nécessairement limité dans le temps et le conteneurage des déchets. L'évaluation globale de cet axe nécessite une clarification des interactions entre les différents partenaires de la loi de 1991, ainsi que de la finalité et de la durée (dizaines ou centaines d'années ?) visée pour un entreposage de longue durée, qui ne sont pas précisées par la loi. L'éventail des opinions qui pourraient exister sur ces points mérite d'être clarifié rapidement pour aboutir à une stratégie globale de l'axe 3, en cohérence avec celle de l'axe 2.

Les problèmes spécifiques liés à un entreposage sont, pour une part, liés au fait que la reprise des colis de déchets est ici une obligation, et non plus seulement une éventualité. Les problèmes de tenue des conteneurs, et ceux d'ingénierie (minière s'il s'agit de subsurface), c'est-à-dire de circulation et transport de charges, d'exhaure, d'aérage, d'évacuation thermique etc. deviennent prédominants. La **coordination des recherches** entre l'entreposage de longue durée, notamment en subsurface, et le stockage réversible reste à

mettre en place. Cette coordination devrait amener à proposer des solutions communes évitant un reconditionnement qui aurait pour inconvénient de nouveaux risques pour les travailleurs.

Une politique d'entreposage de longue durée est envisageable pour les déchets C (haute activité) ou les combustibles UOX usés. S'il était nécessaire d'y recourir, un entreposage de très longue durée des combustibles irradiés, spécialement du combustible MOX, nécessiterait une étude particulière ; on peut déjà prévoir de lourdes difficultés, liées à sa très grande charge thermique.

Une politique d'entreposage de longue durée pour les déchets de catégorie B ne se justifierait pas. Elle poserait un problème beaucoup plus délicat, compte tenu de la qualité souvent médiocre des conditionnements, ou même de l'absence de conditionnement. Ces déchets devraient être considérés comme des déchets ultimes ne relevant pas de l'axe 1 et admissibles en stockage dès que celui-ci sera disponible.

Les colis et **conteneurs** posent à la Commission un problème particulier : il reste actuellement une marge d'incertitude assez grande sur les objets qui seraient placés en entreposage et surtout en stockage géologique. Cette incertitude pèse, de toute évidence, sur la réversibilité des stockages et sur un éventuel reconditionnement des déchets entreposés. Un effort de clarification est devenu nécessaire, pour aborder en temps utile ces problèmes.

La caractérisation des colis est maintenant un besoin ressenti de façon urgente pour permettre à l'ANDRA de donner les agréments de niveau 1. A cet égard, des dossiers de connaissance sont attendus du CEA à la fin de l'année 2000. Ces éléments ne suffisent pas : il faut en outre définir les colis complets qui devront être stockés, tant par les paramètres classiques (taille, masse, matériaux du colis, etc.) sans lesquels l'ingénierie n'est pas concrétisée, que par les paramètres spécifiques de ces colis liés à leur radioactivité, sans lesquels il est difficile de concevoir une installation nucléaire et d'évaluer sa sûreté. Il va de soi que la pleine collaboration d'EDF, du CEA et de COGEMA avec l'ANDRA est nécessaire pour la définition des enveloppes des colis. Les connaissances nécessaires pour que l'ANDRA prononce les spécifications et les agréments de niveau 2 doivent faire l'objet d'une attention particulière.

En liaison avec le concept d'une filière séparation-conditionnement (S-C), la recherche de nouvelles matrices de conditionnement d'éléments séparés, conduite depuis plusieurs années, est développée dans trois voies : matériaux vitreux, céramiques et vitrocristallins. D'ores et déjà, le confinement de certaines matrices céramiques dans lesquelles les radionucléides sont incorporés dans la structure cristalline apparaît prometteur.

L'étude du comportement à moyen et long terme des matrices des colis de verres, bétons et bitumes, engagée depuis longtemps pour les verres et, plus récemment, pour les autres, paraît en bonne voie. Ce sont des recherches longues qui doivent être poursuivies pour assurer la crédibilité des modèles utilisés dans les analyses de performance des constituants d'un stockage. Les études concernant les matrices nouvelles ont débuté en bénéficiant de l'expérience acquise pour l'étude des premières. Elles devront être conduites en tenant compte du champ proche incluant la corrosion des conteneurs, notamment en stockage profond. Les assemblages de combustibles usés sont également étudiés. Des programmes bien structurés sont en place (CLTC, PRECCI, PRESTANCE). Ces études phénoménologiques feront l'objet d'une modélisation numérique permettant de simuler divers scénarios. Dans le domaine du conditionnement, on peut penser qu'en 2006 les connaissances permettront de décrire le comportement des colis de déchets en champ proche pour l'entreposage, et le stockage réversible si la température n'excède pas 100°C. Par ailleurs des formulations de nouvelles matrices devraient avoir été acquises.

X
X X

Si l'on jette un regard global sur les **résultats déjà obtenus** et les perspectives offertes par les divers acteurs sur l'ensemble des voies de recherche, cinq sujets posent des problèmes, qui affectent deux ou même l'ensemble des objectifs de la loi de 1991, et exigent une réponse claire et rapide :

1 - La gestion des déchets selon les trois axes de la loi met en jeu des rayonnements qui peuvent agir sur les travailleurs concernés et sur les populations présentes et futures. La part des recherches qui est consacrée à ces phénomènes de **radiobiologie**, pour ce qui a été présenté à la CNE, semble tout à fait insuffisante et disproportionnée à l'effort global sur les 3 axes. La CNE a noté à plusieurs reprises l'insuffisance des connaissances sur l'effet des radiations ionisantes sur l'homme et sur la biosphère. A-t-elle été entendue ?

   Dans un rapport récent de l'Académie des Sciences consacré à la radiochimie, le Professeur Maurice TUBIANA exprime clairement l'insuffisance de nos connaissances : « Nous savons que les fondements sur lesquels repose toute la philosophie de la

radioprotection sont périmés mais nous ne voyons pas clairement quoi leur substituer. » (Académie des Sciences, Rapport RST n° 4, Ed. Tec&Doc, Juillet 2000).

La conférence de Cordoue tenue en mars 2000 a, de son côté, posé des questions comparables. La CNE souhaite, pour sa part, une augmentation significative des recherches dans ces domaines. De plus, une réflexion sur la pertinence des bilans de **radioprotection** sur de longues périodes, basée sur des critères de santé adaptés à ces longues durées, devra être développée.

2 - Les déchets de haute activité vont d'abord passer leur vie dans des **conteneurs** entreposés pour des plus ou moins longues durées. Cela sera aussi le cas, au minimum, dans la phase réversible d'un éventuel stockage. **Pendant cette longue durée, la protection des travailleurs et des populations devrait être garantie par le conteneur**. Les recherches, les développements et les réalisations relatives à ces conteneurs (qui seront des milliers) n'ont pas convaincu la Commission de leur validité, et la maturité de ces travaux, réalisation et essais n'est pas encore atteinte.
Pour ce qui est des déchets B, en attendant l'ouverture d'un éventuel stockage, c'est encore l'entreposage en conteneurs qui s'imposera pendant quelques décennies, à plusieurs dizaines de milliers de conteneurs. Les mêmes observations de la Commission s'appliquent là encore.

Le conteneur est un élément central du concept global multibarrière : les conséquences des incertitudes sur les autres barrières seraient atténuées si l'on disposait d'un conteneur garantissant le confinement pendant plusieurs milliers d'années, comme c'est le cas en Suède, au Canada, en Finlande, et aux Etats-Unis. De plus, on ne pourra emporter la conviction de la population que lorsqu'on disposera d'un objet réel dont les qualités auront été techniquement prouvées.

3 - La séparation du plutonium a conduit, en l'absence de programme de réacteur à neutrons rapides, à son recyclage dans des combustibles MOX chargés aujourd'hui dans 20 réacteurs. Ceci permet d'en maîtriser le flux annuel et donc les stocks, et peut concourir à satisfaire des critères de sécurité et de non-prolifération. Les solutions présentées à la CNE de gestion des déchets radioactifs issus des combustibles MOX irradiés conduisent à un entreposage de très longue durée, se distinguant par sa très grande charge thermique, et à un stockage souterrain qui occuperait une partie substantielle de l'emprise d'un éventuel stockage général. L'inventaire de ces éléments MOX usés en certains isotopes d'actinides de hautes radioactivité et radiotoxicité lui donne un poids tout particulier dans la gestion de ces corps selon les trois axes de la loi : un bilan global de radioprotection, dans l'espace et dans le temps, devrait être élaboré incluant l'impact des actinides ainsi créés quand cela sera possible.

4 - Les types de déchets extérieurs au cycle de combustible du parc EDF actuel posent aussi des problèmes sérieux (déchets tritiés, graphite, propulsion, etc). Si des concepts de traitement et de stockage ont été étudiés, aucune réalisation n'a débuté.

5 - Les traités internationaux (convention OSPAR) laissent penser que, dans l'avenir, l'iode 129 devra être recueilli et son conditionnement ou un traitement efficace devra être réalisé, d'autant plus que la très faible quantité d'iode (relativement à l'ensemble de l'iode produit) contenue dans les déchets B représente déjà l'impact radiologique dominant à l'exutoire d'un éventuel stockage.

X

X X

Au terme de ce bilan, on peut envisager les années 2000-2006 comme une période où les recherches devraient, si rien ne vient les retarder, produire des résultats permettant de fixer les orientations dans plusieurs domaines : séparation, conditionnement et entreposage. Pour le stockage en milieu argileux, même si toutes les expériences ne sont pas terminées, les connaissances disponibles devraient permettre de présenter au législateur un avant-projet d'installation de stockage dans les argiles, si les résultats obtenus par les recherches sont favorables.

La loi du 30 décembre 1991 a explicitement prévu, pour l'élimination des déchets nucléaires à vie longue et de haute activité, de comparer trois options au terme des recherches qui sont actuellement en cours, et dont on a résumé ci-dessus l'état d'avancement. Ces trois options, on l'a vu, s'appliquent aux déchets C. L'axe 1 (séparation-transmutation), en tout état de cause, ne pourra résoudre à lui seul l'ensemble des problèmes, il ne fera éventuellement qu'en réduire l'acuité. Quelles seront les places relatives des axes 2 (stockage réversible en profondeur) et 3 (entreposage) ? L'examen des résultats actuels des recherches permet à cet égard d'avancer la réflexion qui suit.

A un instant donné, il est toujours possible de décider la construction d'un entreposage de longue durée pour les déchets C (résidus vitrifiés). Cet entreposage peut être construit pour des durées de l'ordre de 50, 100 ans ou quelques centaines d'années. La Société actuelle est pleinement en mesure de faire fonctionner de façon sûre un tel entreposage, en lui consacrant, outre les moyens de surveillance adéquats, les moyens nécessaires à des actions d'interposition de barrières nouvelles que nécessiterait leur dégradation. On peut donc parfaitement envisager que, de loin en loin, la société compare les avantages respectifs de l'option entreposage et de l'option stockage, et décide, de façon itérative et toujours pour un

horizon fini, de perpétuer l'entreposage et de ne pas stocker. Il n'y a pas de raisons physiques ou techniques qui empêchent que cet entreposage, périodiquement renouvelé, ne se prolonge pendant des siècles, voire des millénaires, sous réserve que la technologie reste disponible. C'est la question de la pérennité des sociétés humaines, de leurs systèmes techniques et de leurs institutions, en particulier de surveillance de tels entreposages, qui peut poser problème. A chaque décision de créer ou prolonger un entreposage pour une durée raisonnable, la Société fait le pari que ses institutions seront stables et fiables et qu'elle disposera encore des technologies indispensables sur cette même durée.

A contrario, la décision de stockage en profondeur est basée sur la volonté de ne pas engendrer de sujétions de surveillance, de maintenance et d'adaptation technique qui pèseraient sur les générations futures, et donc de s'affranchir du pari sur la stabilité des institutions. Si la Société décide de stocker en profondeur des déchets, c'est qu'elle a acquis la conviction que les inévitables incertitudes du fonctionnement du stockage sont minimes et acceptables, comparées à celles sur le fonctionnement continu des institutions. Il s'agit donc d'une part, des incertitudes de nature géologique, et d'autre part de celles de nature comportementale pour les sociétés futures qui pourraient venir perturber le stockage par des travaux imprévus, l'existence du stockage ayant été oubliée, ou encore par une intrusion malveillante et délibérée.

L'emploi du stockage et de l'entreposage concerne la société : la communauté nationale et les communautés locales concernées ont-elles confiance dans la pérennité des institutions, et dans le maintien d'une solution provisoire ? Ont-elles acquis la conviction que le milieu naturel en profondeur offre moins d'incertitudes que celles sur la stabilité des institutions ? Ce sont en fait deux incertitudes a priori incommensurables que le déroulement des travaux prévu par la loi du 30 décembre 1991 pourra permettre de mieux situer.

C'est, bien sûr, au politique et non au technicien, chargé de donner les éléments d'appréciation des incertitudes de nature scientifique, qu'il appartient d'orienter les choix. A cet égard, la loi du 30 décembre 1991 implique que les poids respectifs de ces deux incertitudes aux yeux du public devront être évalués, afin d'éclairer les choix politiques. Des recherches de sciences humaines sont-elles nécessaires pour éclairer ce débat et permettre une telle comparaison ? Une illustration de l'intérêt de telles études est donnée par les difficultés récemment rencontrées dans la recherche d'un site granitique pour un second laboratoire souterrain.

Principales questions et recommandations exprimées dans le rapport d'évaluation n° 6.

La Commission récapitule ci-dessous les principales recommandations, exprimées dans le présent rapport couvrant les auditions de septembre 1999 à mai 2000.

- La question des risques sanitaires étant jugée hors du champ de la loi de 1991, quels organismes sont-ils chargés des recherches correspondantes ? Quels en sont les domaines ?
- La Commission recommande de poursuivre l'effort sur les matrices de confinement déjà utilisées ou futures. Elle regrette par contre que le problème des conteneurs en soit encore à un stade embryonnaire. Elle recommande que leur fonction tant en entreposage qu'en stockage, réversible ou non, se traduise par une réalisation physique comparable à ce qui existe dans d'autres pays, associée à un programme d'essais assurant la qualité du confinement.
- La Commission exprime son approbation générale sur les propositions présentées par le Président de l'ANDRA pour une méthode d'inventaire des déchets. Elle souhaite que les moyens adéquats soient mis en place pour la réalisation de cet inventaire tout à fait indispensable au plan opérationnel, ainsi que pour une totale clarté de la gestion des déchets radioactifs devant rester en France.
- A partir de l'inventaire qui sera réalisé, la Commission recommande une clarification de la classification des déchets, qui soit fondée sur leur contenu en radionucléides à vie longue et en éléments toxiques chimiques, et tienne compte de leur destination finale.
- La Commission juge nécessaire de poursuivre les recherches en pyrochimie pour le traitement des combustibles spéciaux et cibles des systèmes de transmutation.
- La Commission encourage la poursuite du développement de matrices combustibles nouvelles pour les systèmes de transmutation. Elle s'interroge sur la disponibilité des moyens d'irradiation nécessaires jusqu'au terme fixé par la loi.
- La Commission approuve la démarche actuelle rigoureuse, concrète et indispensable, qui consiste à développer des recherches de base sur les systèmes hybrides et à étudier expérimentalement les aspects techniques liés aux trois sous-ensembles – accélérateur IPHI, cible de spallation (MEGAPIE) et massif sous-critique (MUSE). Ceci constitue une approche que la seule simulation ne saurait remplacer.

- La Commission recommande très fortement à l'ANDRA de maintenir dans tous les cas la priorité aux objectifs scientifiques sur les contraintes opérationnelles, la justification ultime de la construction du laboratoire souterrain étant précisément l'acquisition des informations scientifiques sur le milieu géologique en vue d'une qualification pour un éventuel stockage.

- Il est nécessaire que l'ANDRA ait des compétences de pointe dans le domaine de la simulation, mais aussi que ses experts numériciens soient en mesure de maîtriser les autres aspects de l'analyse de sûreté, avec un responsable scientifique de haut niveau disposant des moyens nécessaires pour intégrer tous les éléments de cette analyse. Une montée en puissance et un programme vigoureux de simulation numérique sont indispensables.

- Ce programme doit être concentré sur les points durs du problème comme l'expression des termes sources (tenant compte des conteneurs lorsqu'ils seront définis) et l'expression des couplages termes sources - champ proche - champ lointain.

- La Commission recommande de stimuler la recherche sur la biosphère afin d'aboutir à des modèles et des codes de calculs adaptés au problème spécifique du stockage, et validés.

- La Commission recommande que toutes les recherches conduites sur les colis de verre R7-T7 (et sur des formulations voisines qui viseraient à vitrifier des solutions de produits de fission en attente) soient intégrées dans un programme structuré, comme d'autres actions relatives au combustible usé l'ont été dans le programme PRECCI.

- La Commission souligne l'importance d'acquérir les éléments d'appréciation des incertitudes de nature scientifique liés à la surveillance des installations d'entreposage de longue durée et à la maintenance des colis.

- Pour de nombreux problèmes liés à l'entreposage et au stockage (conteneurs, réversibilité, ouvrages souterrains), la Commission souhaite que l'ANDRA et le CEA pensent constamment que leur modélisation utilise les mêmes ressources et collaborent étroitement.

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 cinq rapports annuels, en juin 1995 et 1996, en septembre 1997, en octobre 1998 et en juin 1999. En outre, à la demande du Gouvernement lors du Comité interministériel du 2 février 1998, la Commission lui a remis en juin 1998 un rapport intitulé : « Réflexions sur la réversibilité des stockages. »

Trois actions décidées par le gouvernement lors du comité interministériel du 9 décembre 1998 ont abouti :

- la Commission a remis au gouvernement, à sa demande, en septembre 1999, un avis sur le rapport ANDRA d'identification des massifs granitiques d'intérêt géologique à proposer en vue de la recherche d'un nouveau site de laboratoire souterrain ;
- l'ANDRA a remis à la Commission, en janvier 2000, le « bilan des études et travaux 1998 », que le gouvernement a demandé à la Commission d'examiner. Le rapport a fait l'objet d'un examen par le Conseil scientifique de l'ANDRA, et la Commission a transmis au gouvernement son avis sur ce document, dont un résumé figure au chapitre 6 du présent rapport.
- le gouvernement a confié au Président de l'ANDRA une mission pour proposer une réforme visant une méthode plus fiable de comptage des déchets radioactifs. Le Président de l'ANDRA a présenté ses conclusions à la Commission le 4 mai 2000, et les observations de la Commission sont consignées au chapitre 4 du présent rapport.

La stratégie générale des recherches effectuées en exécution de la loi du 30 décembre 1991 est exprimée dans un document : « Stratégie et programmes des recherches », édité sous les auspices du Ministère chargé de la recherche, et mis à jour chaque année pour tenir compte des infléchissements nécessaires. La Commission exprime, au chapitre 3, son avis sur la mise à jour effectuée en février 2000. Les acteurs de la loi ont tenu compte, dans l'ensemble des recommandations exprimées par la Commission dans ses précédents rapports annuels.

La Commission a poursuivi l'accomplissement de la mission qui lui est confiée, en s'attachant particulièrement à faire l'état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger, en application de l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991.

N.B. – Les sigles apparaissant dans ce rapport sont rappelés dans le glossaire qui y est joint, où leur signification est donnée, ainsi que celle de certains vocables techniques.

CHAPITRE 1 : LES ACTIVITES DE LA COMMISSION

1.1 LES ACTIVITES DE LA COMMISSION DURANT LA PERIODE 1999-2000

Pour l'établissement du rapport n° 6, la Commission Nationale d'Evaluation a :

- procédé à des auditions des acteurs de la loi,
- entendu des experts,
- tenu des réunions de travail, de suivi des recommandations et de rédaction du rapport,
- effectué un voyage d'étude en Suède et Finlande.

Des membres de la Commission ont, de plus, participé à des séminaires et à des congrès scientifiques.

1.1.1 Les auditions scientifiques et les réunions de la Commission

Les dates et thèmes de ces auditions sont les suivants :

08 septembre 1999 :	Pyrométallurgie et programmes complémentaires – Etat d'avancement des calixarènes.
28 septembre 1999 :	Etat d'avancement du GdR FORPRO – Formations géologiques profondes.
05 octobre 1999 :	Etat des données sur les radionucléides à vie longue – moyens de caractérisation – Déchets tritiés et graphites.
10 novembre 1999 :	Etat d'avancement des recherches sur les nouvelles matrices – procédés à haute température et technologies associées.
1er décembre 1999 :	Agrément niveau 1 – Spécifications niveau 2 – Programmes internationaux et recherches internationales pour les trois axes – 5ème PCRD.
15 décembre 1999 :	Synthèse préliminaire du comportement à long terme des matrices et colis – matériaux de conditionnement pour colis de déchets.
12 janvier 2000 :	Gestion du combustible MOX et des déchets associés – Etat d'avancement des travaux des GdR et leurs interfaces.

25 janvier 2000 :	Systèmes hybrides spallation/fission – dossier technique de motivation.
03 février 2000 :	Séparation poussée, déchets induits – étude des scénarios de mise en œuvre de l'axe 1 – concepts Tasse-Amster – Dossier technique de motivation du démonstrateur de systèmes hybrides.
08 mars 2000 :	Révision annuelle du document « stratégie et programmes des recherches » - simulation numérique – présentation des résultats de l'exercice européen SPA de calcul d'impact du stockage de combustible usé.
09 mars 2000 :	ANDRA – Examen du bilan des études et travaux – 1998.
28 mars 2000 :	Options initiales des études préliminaires d'avant-projet de stockage sur le site de l'Est – Laboratoire souterrain de Bure : Programme expérimental prévisionnel.
04 mai 2000 :	Entreposage de longue durée – Etat d'avancement des programmes, planning – Mission « méthodologie d'inventaire ».

La Commission a tenu en outre deux réunions avec l'ANDRA, pour l'examen du rapport d'identification des massifs granitiques d'intérêt géologique à proposer en vue de la recherche d'un nouveau site de laboratoire souterrain.

La Commission s'est entretenue avec le Président de l'ANDRA pour une réunion de travail dans le cadre de sa mission « Méthodologie de l'inventaire », le 16 décembre 1999 ; plusieurs de ses membres ont participé au séminaire qui a eu lieu le 21 mars 2000.

Une réunion pour l'examen des suites données aux recommandations de la Commission s'est tenue le 18 janvier 2000 avec l'ensemble des acteurs de la loi.

En exécution des dispositions du décret n° 99-687 du 3 août 1999, la Commission s'est réunie à plusieurs reprises avec les membres de la mission collégiale chargée de la concertation préalable au choix d'un ou plusieurs sites granitiques sur lesquels des travaux préliminaires à la réalisation d'un laboratoire souterrain pourraient être menés.

La Commission s'est par ailleurs réunie 7 fois en séance plénière pour la rédaction du présent rapport.

1.1.2 Les comptes rendus des auditions

Un compte rendu comportant les résumés des présentations et les discussions à l'issue des exposés est rédigé par le secrétariat scientifique de la Commission pour chacune des auditions. Il est diffusé à tous les participants des auditions ainsi qu'aux membres des organismes de recherche dont chaque acteur de la loi a établi une liste. Les observations des acteurs de la loi concernant chaque compte rendu sont jointes aux dossiers de la Commission. Ce mode de fonctionnement, nécessitant un suivi très important, contribue à la clarté et à la transparence des débats entre la Commission et les acteurs de la loi.

1.1.3 Voyage d'étude en Suède et Finlande

Du 03 avril 2000 au 07 avril 2000, une délégation de membres de la Commission a rencontré :

- l'autorité de sûreté nucléaire suédoise (SKI), l'autorité suédoise de sécurité sanitaire (SSI), le conseil national suédois pour les déchets radioactifs (KASAM) et l'entreprise chargée de la gestion des déchets radioactifs en Suède (SKB),
- l'entreprise chargée de la gestion des déchets radioactifs en Finlande (POSIVA Oy).

La Commission a visité, en Suède, le laboratoire souterrain d'Äspö, l'installation d'entreposage (CLAB) et l'atelier pilote de conditionnement des combustibles usés, et, en Finlande, les travaux de reconnaissance géologique du site d'Olkiluoto/Eurajoki ainsi que le centre de stockage des déchets radioactifs, de faible et moyenne activité, à vie courte, en service sur ce site.

Les enseignements de ce voyage sont donnés au chapitre 8 de ce rapport.

1.2 EVENEMENTS EN RELATION AVEC LA LOI

Depuis la publication du rapport n° 5 (juin 1999), le gouvernement a pris trois décrets, le 3 août 1999 :

- décret n° 99-686, pour l'application de l'article 14 de la loi du 30 décembre 1991, réglant la nomination des membres du comité local d'information et de suivi créé sur le site de chaque laboratoire souterrain, et fixant les règles de fonctionnement de ce comité,
- décret n° 99-687, portant application de l'article 6 de la loi du 30 décembre 1991, créant une mission collégiale de trois personnes choisies en raison de leur compétence ; cette mission est chargée de mener la concertation préalable au choix d'un ou plusieurs sites granitiques sur lesquels des travaux préliminaires à la réalisation d'un laboratoire souterrain pourraient être menés,
- un troisième décret, autorisant l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) à installer et exploiter sur le territoire de la commune de Bure (Meuse) un laboratoire souterrain destiné à étudier les formations géologiques profondes où pourraient être stockés des déchets radioactifs.

La nomination des membres de la mission collégiale a été annoncée le 2 février 2000 par le gouvernement.

1.3 COMPOSITION DE LA COMMISSION

La composition de la Commission est demeurée inchangée depuis le 8 juin 1999. La liste des membres de la Commission est portée en annexe 1. Les experts étrangers nommés le 8 juin, qui n'avaient pu participer à l'élaboration du rapport n° 5 remis en juin 1999, ont pu prendre part depuis lors à l'ensemble des travaux de la Commission.

CHAPITRE 2 : SUITES DONNEES AUX RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION

2.1 METHODE D'ANALYSE

La liste des 54 recommandations de la Commission contenues dans le rapport n° 5 a été adressée aux responsables des axes, ANDRA et CEA, ainsi qu'aux organismes suivants IPSN, EDF, Framatome, COGEMA et CNRS, le 13 septembre. L'examen des suites données a eu lieu le 18 janvier 2000 sur la base des réponses formulées à la fin 1999. A la suite de cet examen et des discussions des réponses ont été reformulées.

Beaucoup de réponses :

- soit résumaient, en fait, des informations qui ont été données de façon détaillée lors des auditions de la Commission entre octobre 1999 et mai 2000
- soit renvoyaient à des documents qui ont été fournis par la suite à la Commission

Ces informations ne sont pas reprises ici mais apparaissent dans le corps du rapport. Il s'agit des réponses aux recommandations portant sur :

- l'avancement du projet EtLD en relation avec le stockage (fiches 14, 32, 33, 47, 48, 49, 50, 51, 55)
- l'avancement du programme CTLC (fiches 2, et audition des 5/10, 10/11, 15/12 et 4/05)
- l'avancement du projet IPHI et des scénarios de réduction de la toxicité des déchets (fiches 12, 45)
- les inventaires des déchets (fiches 15, 16, 17, 18)
- les recherches sur les phénomènes du champ proche et du champ lointain (fiches 29, 30, 35, 46)
- les méthodes de séparations chimiques associées à l'axe 1 (fiches 41, 42, 43, 44)
- les méthodes de conditionnements associées à l'axe 3 (fiches 24, 52, 53)
- les travaux concernant le site de Bure (fiches 39, 40)

Pour les autres recommandations les points importants qui ont été éclaircis sont examinés ci-dessous.

2.2 ANALYSE DES REPONSES APPORTEES PAR LES ACTEURS DE LA LOI

2.2.1 Modélisation et simulation numérique

A la suite des remarques et des recommandations de la Commission l'ANDRA a considéré avec attention cette question et a mis en place des actions pour rétablir la situation que la Commission considérait comme largement améliorable en particulier pour ce qui concerne la mise en place d'une plate-forme numérique. Une expertise sur la modélisation-simulation (états des lieux, diagnostics des améliorations, plan pour conduire les calculs nécessaires aux analyses de sûreté que doit faire l'ANDRA à l'échéance 2006) a été organisée par l'Agence. Le Conseil scientifique de l'ANDRA a examiné le problème puis donné des conseils. Les réponses de l'Agence (Fiches 6, 8, 9, 10, 11, 26, 28) sont prises en compte dans l'évaluation que la Commission fait au chapitre 6 de l'avancement de la mise en place d'une plate-forme numérique pour le stockage qui aura pour but de permettre l'enchaînement de codes cohérents décrivant les sous-systèmes d'un stockage. L'ANDRA a présenté des actions concrètes pour s'entourer de quelques spécialistes du domaine. Mais ce premier effort devrait être considérablement amplifié.

2.2.2 Etude de la faisabilité de reprise des verres et des calcinats conditionnés

Depuis deux ans la Commission a souhaité être éclairée sur les possibilités d'une éventuelle mise en œuvre rétroactive des séparations étudiées dans le cadre de l'axe 1, soit sur les verres existants, soit sur les calcinats dits de « produits de fission », supposés conditionnés de façon réversible et placés en entreposage. Le CEA a répondu à cette demande et a comparé la complexité des procédés qu'il conviendrait de mettre en œuvre pour reprendre soit les colis actuels de verre soit de futurs colis de calcinats. Il s'agit d'études très préliminaires qui permettent cependant de sélectionner deux voies intéressantes.

Compte tenu des propriétés de la matrice verre, conçue pour être résistante aux agressions chimiques afin de confiner les éléments, les voies de reprise des verres nucléaires par dissolution directe en milieu liquide sont nécessairement agressives et implique de grands volumes de solutions d'acides, incompatibles avec une industrialisation. C'est pourquoi le CEA préconise un procédé pyrochimique consistant à fondre le verre, à modifier sa composition par ajout de sodium sous forme d'un sel de bore et à tremper le sel fondu dans l'eau pour le fractionner, voir le pulvériser. L'ajout de borate de sodium affaiblit les liaisons chimiques dans le verre. Celui-ci devient ainsi très soluble libérant ainsi les actinides et produits de fission à vie longue qui précipitent, sont récupérés et dissous dans une solution

acide, sur laquelle on peut effectuer une séparation poussée. On récupère le sel de bore de la solution et les produits de fission restants sont vitrifiés.

La nature des calcinats de produits de fission de la Hague (composition chimique mixte de nitrates et d'oxydes, état physique pulvérulent, fort pouvoir calorifique et faible conductivité thermique) est quasiment rédhibitoire pour un conteneurage et un entreposage sans traitement chimique de conditionnement préalable. C'est pourquoi le CEA préconise, après l'avoir expérimenté, l'élaboration à haute température (1000°C) d'un matériau à partir d'un mélange de calcinats et d'oxyde de bore. Un conteneur spécial devrait être utilisé pour des raisons thermiques, dérivant éventuellement du conteneur verre actuel. Les opérations de reprise seraient identiques à celles décrites ci-dessus pour la reprise des verres. L'avantage de ce matériau est qu'il pourrait être vitrifié selon le procédé R7T7 s'il n'était pas dissous pour procéder à l'extraction des actinides et des produits de fission à vie longue.

Les deux procédés mis en avant par le CEA comportent des étapes pouvant être mises en œuvre avec des technologies existantes ou en cours de développement. Il est clair que le développement de ces deux procédés jusqu'à leur industrialisation nécessiteraient des travaux importants, mais dans des domaines que le CEA et l'industrie du retraitement maîtrisent parfaitement. L'étude présentée par le CEA indique pour l'instant quelques expériences immédiates à faire pour aller plus loin dans l'évaluation de leur faisabilité scientifique.

Selon le CEA la voie reprise des colis de verres actuels et la voie reprise des calcinats conditionnés sembleraient d'égale complexité à mettre en œuvre.

La Commission considère que cette étude préliminaire mérite d'être poursuivie afin de pouvoir mieux évaluer en 2006 les difficultés prévisibles des deux voies et de pouvoir ainsi juger de l'intérêt d'un entreposage des calcinats stabilisés dans une stratégie globale de retraitement des combustibles usés.

2.2.3 Toxicologie des déchets

Le CEA a fait part de la mise en place en 2000 d'un important programme de "Toxicologie nucléaire" qui devrait répondre, entre autres, aux interrogations de la Commission sur les risques sanitaires spécifiques liés à la gestion des déchets radioactifs à vie longue. En effet il vise à étudier les conséquences sur l'environnement et l'homme des expositions aux radionucléides et aux toxiques chimiques associés, utilisés dans l'industrie et la recherche nucléaire. Il repose sur

l'amélioration des connaissances des processus biologiques en réponse aux rayonnements ionisants et aux toxiques chimiques, qui est le point clé des recherches. Des critères sanitaires devraient en résulter fondés sur la relation liant la dose au risque. Il s'étend également à l'étude des mécanismes de transferts des éléments dans les cycles bio-géochimiques de la biosphère, fondée sur le comportement chimique des éléments. C'est le complément indispensable de la partie de toxicologie humaine.

L'examen du détail du programme présenté montre que les principales questions soulevées par la Commission, qui étaient fondées sur les résultats les plus récents des recherches en la matière, sont prises en compte.

Le programme lancé par le CEA est en dehors du champ des recherches des trois axes de la loi. Néanmoins la Commission souhaite être tenue au courant de son avancement.

Le programme est décrit dans une annexe du document stratégique "Stratégie et programmes des recherches 2000-2006"

2.2.4 Inventaire

A la suite des instructions ministérielles le Président de l'ANDRA à conduit une mission portant sur la méthodologie de l'inventaire qui est évaluée au chapitre 4. Elle intègre les réponses partielles de l'ANDRA aux recommandations (fiches 15, 16, 17, 18).

2.2.5 Suites données aux autres recommandations

Recherches conduites par l'IPSN

Aucun lien formel n'existe, à propos des recherches relevant des axes de la loi, entre l'IPSN et les acteurs de la loi. L'IPSN poursuit ses propres recherches pour pouvoir exercer le moment venu son rôle d'appui technique de l'autorité de sûreté. Plusieurs types d'échanges ont cependant lieu entre techniciens, à propos de l'instruction technique des dossiers soumis à la DSIN par les exploitants et dans le cadre des projets internationaux auxquels l'IPSN et d'autres organismes participent ou de réunions ouvertes au sein des GdR.

Plan de développement du projet HAVL de l'ANDRA et première vérification de sûreté

L'ANDRA a informé la Commission de son plan de développement (PDD) pour mener à bien la mission qui lui est confiée par la loi et qu'elle a organisée en projet HAVL (déchets à Haute Activité et à Vie Longue). C'est un document à usage interne mais aussi de communication avec les autorités de sûreté et la Commission car il fixe des étapes calendaires.

Parmi celles-ci l'ANDRA fixe un premier rendez vous important dit "de la première vérification de sûreté" pour fin 2001 auquel elle renvoie pour répondre à un certain nombre des questions de la Commission.

De quoi s'agit-il ? De faire un premier exercice d'analyse de sûreté (qualitative et quantitative) en vue d'évaluer la faisabilité d'un stockage selon des options de conception des ouvrages et des scénarios d'évolution, c'est à dire de s'assurer que le niveau de sûreté du stockage, tel qu'il est conçu est atteint. Les options de conception tiennent compte des colis de déchets et des caractéristiques du site. Les scénarios d'évolution normale et dégradée résultent d'une analyse :

- des phénomènes qui président à l'évolution du stockage (quels phénomènes peuvent se produire au cours du temps ?),
- du rôle des différentes barrières dans le confinement des radionucléides (confinent-elles ou non les radionucléides ?).

De nombreuses connaissances sont nécessaires pour conduire cet exercice, qui font essentiellement l'objet des recherches relevant des axes 2 et 3 de la loi. Cette étape du travail de l'ANDRA doit s'appuyer sur le bilan des connaissances à la fin de 2001 résultant des recherches qui auront été conduites jusque là. Mais elle doit aussi déceler s'il y a des manques dans les programmes de recherche.

La mission de la Commission est d'évaluer ces recherches, c'est pourquoi elle est amenée à évoquer la sûreté.

Compte tenu du calendrier inscrit dans son PDD, l'ANDRA ne pourra pas soumettre à l'évaluation internationale avant fin 2002 sa première analyse de sûreté d'un éventuel stockage sur le site de l'Est, puisqu'elle est inscrite dans la première vérification de sûreté et qu'il convient qu'elle soit au préalable examinée par l'autorité de sûreté. La Commission en prend acte et souhaite qu'en temps voulu des dispositions soient prises pour aller au plus vite.

Afin d'acquérir des données nécessaires à l'étude de la réversibilité l'ANDRA ne prévoit pas d'expériences à caractère technologique dans le laboratoire souterrain de Bure. Elles seront faites soit en surface soit en collaboration avec des partenaires dans des laboratoires souterrains étrangers.

Conteneurs du futur

Trois types de conteneurs sont à l'étude. Pour les combustibles usés il s'agit d'un conteneur à 4 assemblages orienté vers la compatibilité entreposage/stockage et d'un conteneur à 24 assemblages orienté vers la compatibilité entreposage/reprise pour conditionnement avant stockage. Pour les déchets B il s'agit du conteneur multi-enveloppes assurant un confinement durable de déchets B divers qui ne relèveraient pas d'un conditionnement spécifique. Cette question est reprise dans plusieurs paragraphes du rapport.

Colis actuels

La Commission a eu des compléments d'informations des recherches pour la connaissance des colis discutés au chapitre 7. Il ressort des réponses aux recommandations qu'il y a 4 stades à franchir pour arriver à une bonne connaissance.

Les caractéristiques physiques (cavités, eau libre) des colis de grand volume ou irradiants sont recherchées par tomographie. Pour l'instant une installation d'imagerie prototype fonctionne à Cadarache et sera installée dans Chicade en 2001.

Le planning de mise en oeuvre des méthodes de mesure des radionucléides à vie longue (PF et PA) contenus dans les différents colis actuels (ou des déchets solides comme le graphite) a été présenté. Ces mesures sont demandées par EDF, ANDRA, COGEMA pour la caractérisation radiologique de leurs colis. Pour certains colis gérés par CODEM dans le cadre de l'assainissement de UP1 il n'y a pas encore de demande quant aux radionucléides à mesurer. Le développement des moyens s'appuie sur ceux déjà mis en place pour les colis destinés au stockage de surface. On attend l'essentiel des résultats fin 2000.

L'évaluation des activités des colis irradiants avec les méthodes physiques (interrogations photoniques et/ou neutroniques) ou radiochimiques déjà pratiquées est en cours.

La caractérisation comportementale des colis vise à évaluer, en mesurant selon des protocoles appropriés, un ou plusieurs paramètres clés susceptibles d'être utilisés dans les modèles opérationnels prédictifs du comportement à court (séculaire pour les conteneurs) et à long terme (millénaire pour les matrices). Elle est déjà pratiquée sur les conteneurs en liants hydrauliques dégradés.

Déchets anciens

Les réponses montrent qu'il n'y a rien de très nouveau sur la reprise des déchets anciens CEA et de COGEMA (Marcoule et la Hague). Les programmes s'étalent sur de longues années et sont revus périodiquement. Les recherches spécifiques à ces déchets portent sur leur caractérisation simplement pour savoir s'ils rentrent dans une catégorie connue, auquel cas les conditionnements et techniques actuels seraient utilisés. D'autres procédés, qui pourraient être utilisés, sont étudiés dans le cas de recherches génériques de procédés innovants de conditionnement à haute température (creuset froid, plasmas) ou d'utilisation du conteneur CUBE. On revient sur ce point au chapitre 7.

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

3.1 ASPECTS GENERAUX

Le document « Stratégie et programmes des recherches 2000-2006 » a été présenté à la Commission le 8 mars 2000 par le ministère chargé de la recherche (MRT). Il est le résultat de la collaboration de tous les acteurs de la loi et les industriels concernés par le cycle du combustible ont eu à le connaître dans le cadre du Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle (COSRAC), placé sous l'égide du MRT.

L'édition de cette année est essentiellement une mise à jour du document de l'an dernier sur lequel la Commission s'était longuement prononcée, considérant qu'il s'agissait d'un document important de réflexion affinée sur la pertinence des programmes de recherche au regard de la loi. La version 2000 est donc la continuité de la précédente, toutefois des chapitres entiers ont fait l'objet d'une réécriture complète. Le document s'est étoffé et des annexes techniques générales (annexes 1, 2, 7) ou spécifiques (annexes 4, 5, 6) viennent à l'appui du texte central qui reste simple et clair, sauf sur certains points qui sont repris ci-dessous.

L'annexe 6 rappelle les collaborations internationales et les projets de recherches multi-partenaires retenus dans le 5ème PCRD de l'UE. L'annexe 7 traite du rôle et des études de l'IPSN sur lesquelles la Commission s'était interrogée (voir chapitre 2).

L'annexe 3 traite de l'inventaire des solutions envisageables. Il s'agit en fait de la justification détaillée des choix des programmes de recherches, de leur cohérence et des priorités qui sous tendent la politique de gestion des différents produits de l'aval du cycle. Plusieurs idées fortes sont avancées, qui sont finalement discutées autour de la possibilité ou non de réaliser un stockage.

Pour rendre plus opérationnel le document Stratégie, ses auteurs ont prévu qu'un résumé sera ajouté dans la version finale, après avoir tenu compte des remarques de la Commission.

Comme il était prévu, ce document est accompagné d'une note de conjoncture qui donne une vision des acquis marquants de l'année 1999, les adaptations à venir pour mettre en oeuvre la stratégie définie et qui propose une réponse collective à certains des points sensibles relevés par la Commission.

En particulier la Commission avait soulevé dans son rapport n° 5 trois points forts sur lesquels elle pensait que des recherches devaient être amplifiées, modélisation et simulation, sciences humaines et risques sanitaires.

Pour la modélisation et la simulation, la Commission avait insisté sur une nécessité d'organiser et de concentrer les efforts. Du point de vue du ministère, il s'agit essentiellement de modélisation convergeant vers la démonstration de la faisabilité d'un stockage en formation géologique profonde et le maître d'ouvrage ne peut être que l'ANDRA, qui aura par ailleurs le soin de mobiliser les capacités nécessaires. S'agissant de la modélisation de l'entreposage de longue durée elle revient au CEA. Pour les recherches en sciences humaines et sur les risques sanitaires, elles doivent rester dans leur cadre scientifique naturel et *"les sciences humaines n'ont pas à développer une problématique spécifique des déchets radioactifs en dehors des autres considérations de la société sur les risques collectifs"*. Les annexes 8 et 9 du document Stratégie traitent de ces questions.

Comme il est développé dans ce rapport, l'ANDRA organise la modélisation et la simulation numérique et un grand programme de toxicologie nucléaire a été lancé par le CEA, sans se focaliser sur la question des déchets à vie longue, mais en les prenant en compte (chapitres 2 et 6).

Enfin, selon le ministère, la stratégie des recherches, six ans avant le rendez-vous de 2006, suppose que les acteurs se concentrent sur les voies qui contribueront aux choix que la loi implique de faire à cette date, sans exclure des voies parallèles qui pourront exiger des développements ultérieurs. Cette ouverture, au-delà de la date de 2006 est nouvelle, et a d'ailleurs été rappelée par le représentant du Ministre chargé de la recherche et de la technologie lors de la présentation du document Stratégie à la Commission.

Ainsi, à l'approche de cette échéance, le ministère entend maintenir son effort de cohérence dans les recherches pour assurer et faciliter la concertation entre l'ensemble des acteurs de recherche et les industriels producteurs ou gestionnaires de déchets radioactifs. Dans ce contexte la Commission relève les objectifs suivants :

- partager avec le monde scientifique et universitaire, tant en France qu'à l'étranger, la problématique de la gestion des déchets radioactifs tout en accentuant encore l'effort de transparence des recherches,
- aboutir en 2006 à de réelles possibilités de décision sur la gestion des déchets radioactifs, fondées non seulement sur des solutions techniques, mais aussi sur une *"formulation compréhensible des enjeux, des choix possibles entre différentes solutions et des évaluations de sûreté de chacune de ces solutions"*,

- maintenir ouvert l'éventail des voies à explorer pour des développements au-delà de 2006. *"La volonté d'aboutir à des solutions concrètes en 2006 ne doit pas interdire qu'une part raisonnée de l'effort de recherche reste orientée sur des échelles de temps plus longues. En affichant clairement un objectif de réversibilité, on sous-entend d'ailleurs que des recherches devraient se poursuivre en tant que de besoin et qu'elles peuvent aboutir à des remises en cause des premières décisions. Si le rythme et l'amplitude de ces recherches ne sont pas à définir maintenant, il est essentiel d'en protéger les germes en maintenant des options parallèles pour la gestion des déchets radioactifs".*

  Ces objectifs sont en accord avec les recommandations d'orientation des recherches que la Commission a faites dans ses précédents rapports.

  Enfin, outre le fait que le document Stratégie constitue un outil annuel important de suivi des réponses apportées par la recherche aux exigences de la loi, il a paru nécessaire au ministère d'entreprendre un contrôle plus précis de la mise en œuvre de la stratégie pour s'assurer que les engagements pris sont bien suivis. Pour cela, la mise en place d'un ensemble d'indicateurs d'avancement sous forme de "fiches de suivi" est à l'étude (objectifs du projet, jalons jusqu'en 2006, progrès réalisés au cours de l'année, dépenses antérieures et au cours de l'année, coût total, commentaires). Un exemple a été présenté à la Commission.

3.2 LES ACQUIS DE 1999

Les principaux événements qui ont marqué la poursuite des recherches et que l'on peut relever à l'examen du document Stratégie sont :

- la signature du décret autorisant la construction d'un laboratoire souterrain à Bure. En liaison avec cette décision, le gouvernement a aussi décidé la recherche d'un site pour ouvrir un laboratoire souterrain dans le granite,
- l'extension du groupe de travail sur les systèmes de transmutation (TWG) de trois (Espagne, France, Italie) à neuf pays (Allemagne, Autriche, Belgique, Royaume-Uni, Suède, Suisse) et la recommandation faite par TWG pour la promotion des études sur les hybrides dans le cadre du 5ème PCRD,
- la constitution d'une équipe CEA-CNRS chargée de préparer le dossier de motivation d'un éventuel démonstrateur de système hybride,
- la mise en place d'une mission modélisation/simulation par l'ANDRA et la mise en place des premières actions pour aller vers une plate-forme de simulation de performance de stockage par intégration de codes cohérents.

Les avancées en matière de recherche sur les 3 axes sont évaluées en détail dans les chapitres 5, 6 et 7 du présent rapport. D'une façon plus globale, on notera ici les acquis suivants sur :

- la démarche de hiérarchisation des radionucléides, orientée vers l'évaluation des impacts sanitaires en fonction des scénarios de gestion. A cet égard, une révision des données existantes est en cours, avec pour objectifs de les consolider et de les compléter en précisant le degré de fiabilité des informations. Pour cela une analyse critique des bases nationales et internationales existantes a été initiée. Une banque de données commune à tous les acteurs de la loi devrait ainsi être constituée. On revient sur ces points en différents endroits du rapport,
- l'affinement des performances des scénarios de séparation-transmutation dans des parcs fondés sur les technologies actuelles (gains sur la radiotoxicité d'un facteur 3 à 10 pour le recyclage du plutonium et de 100 pour le recyclage des actinides) ou des technologies à venir. Au total, cinq grandes familles de scénarios sont considérées, trois faisant appel aux technologies actuelles,
- l'intégration des recherches de l'ANDRA dans un Plan de Développement,
- le choix des concepts préliminaires de stockage faisant suite aux options initiales de conception,
- la préparation scientifique de la sélection de quinze sites granitiques potentiels pour la réalisation proposée d'un laboratoire souterrain dans le granite,
- la convergence des études pour l'entreposage de longue durée vers quatre concepts de surface ou sub-surface et l'étude de couples concepts-sites.

3.3 COMMENTAIRES

La Commission considère que le document Stratégie 2000 montre que la réflexion sur la structuration de la recherche est conduite avec attention par le ministère.

Le document met bien en évidence que les travaux ne se placent pas tous sur une même échelle de temps. Selon le ministère, ceux de l'axe 1 conduiront à des évaluations de faisabilité, voire à des propositions de recherche à conduire après 2006. Toutefois leur état d'avancement influera sur les décisions à prendre à cette date, comme l'impose la loi. Ceux des axes 2 et 3 doivent conduire à la présentation de solutions concrètes.

La Commission est conduite à discuter dans le corps du rapport certains points particuliers du document.

Elle attire cependant dès maintenant l'attention d'une part sur quelques compléments ou précisions à apporter au rapport pour acter des points acquis et, d'autre part, sur des points où elle pense qu'une réflexion doit être conduite tout en restant en cohérence avec l'esprit de la loi et la stratégie industrielle.

En effet, pour la Commission, le document Stratégie fournit l'unique circonstance où l'ensemble du programme peut être médité conjointement par les acteurs de la loi et il doit aller au fond des choses. Il permet d'identifier les points faibles et forts des programmes de recherches et de hiérarchiser les priorités. En particulier la Commission pense que la responsabilité de l'interface entre les axes 2 (stockage), et 3 (conditionnement – entreposage) devrait être clairement établie, avec obligation de résultat, notamment pour les conteneurs.

3.3.1 Observations demandées sur quelques points précis

Le problème " calcinats/verres".

Le CEA a fourni des réponses sur ce problème (voir chapitre 2) qui devront être introduites dans la prochaine version du document Stratégie sous une rubrique particulière exposant la problématique que la Commission a soulevée dans ses précédents rapports.

Le problème de la reprise des déchets anciens

La Commission a souvent discuté de ce problème et y revient dans ce rapport. Il doit être clairement dit que, pour ces déchets, les traitements et conditionnements actuellement à l'étude doivent être pris en compte, comme pour les déchets actuels et futurs.

Technologie

Tout au long de ce rapport, il est souligné combien des technologies adaptables aux besoins de l'industrie nucléaire interviennent dans les recherches des axes 1 et 3. Il convient donc d'insister sur ce point et de souligner en particulier que la technologie du creuset froid s'appliquerait essentiellement aux déchets C, même si le procédé est en principe utilisable aussi pour la vitrification des déchets B.

Le problème entreposage de longue durée – stockage réversible ou non

Ce problème est traité dans les chapitres 6 et 7. Il convient de mieux faire apparaître la logique de continuité qui semble s'imposer d'elle-même, tant dans les concepts, que dans la définition des objets qui pourraient aller de l'un vers l'autre.

Le déroulement des études des entreposages de longue durée

L'entreposage de longue durée est traité au chapitre 7. Le CEA a donné, dans les réponses aux recommandations, quelques éléments sur les conditions du déroulement du projet. Celles-ci doivent être intégrées au document pour faire état du dialogue qui est établi entre le CEA et le gouvernement. En effet, suite au rapport remis par le CEA au gouvernement à la fin de l'année 1998, celui-ci a bien, en avril 1999, défini la mission du CEA pour ses études d'entreposage de longue durée, mais sans préciser la démarche de sélection de sites d'application des concepts et de reconnaissance de sites-candidats. Le CEA ne sait pas encore quelle latitude il aura quant aux régions où des sites pourront être sélectionnés, et quant aux travaux de reconnaissance complémentaire à effectuer (cf. chapitre 7).

Le programme REPO d'étude des conditions de dissipation de la puissance thermique des colis dans une installation d'entreposage de longue durée comprend la réalisation d'une galerie expérimentale sur le centre de Cadarache, galerie inclinée qui recoupera, dans un massif calcaire, des zones fracturées et non fracturées, saturées et non saturées. Cette galerie n'est pas un laboratoire souterrain (au sens de la loi de 1991), mais elle y ressemble un peu.

Le problème de la réversibilité

Conformément aux décisions gouvernementales de décembre 1998, la logique de réversibilité doit apparaître explicitement et non comme option tel qu'il est mentionné dans le document.

3.3.2 Réflexions et commentaires

Risques radiologiques

La Commission a pris acte des décisions très claires des autorités sur les questions des risques sanitaires.

La Commission tient cependant à rappeler que les connaissances des effets sur l'homme de l'incorporation de radionucléides sont très inégales, allant de bonnes (iode 131, strontium 90, césium 137) à suffisantes (carbone 14, chlore 36, iode 129,

uranium, plutonium) et à très insuffisantes, voire inexistantes, pour les autres radionucléides. Il en est de même des transferts des radionucléides dans la chaîne alimentaire et il subsiste des incertitudes sur les modèles métaboliques. A l'échéance de 2006, il conviendrait que la question des risques sanitaires (doses-effets) d'un éventuel stockage fût éclairée de façon concrète. A cet égard, la Commission prend acte de la mise en place par le CEA du programme de toxicologie nucléaire qui est très ambitieux, mais elle souhaiterait connaître les acteurs des différentes recherches au sein du CEA et éventuellement en dehors (IPSN, ANDRA) pour apprécier comment ses recommandations spécifiques seront prises en compte. Le problème de l'évaluation des risques sanitaires liés à la gestion des déchets radioactifs soulevé par la Commission est important et les autorités et acteurs de la loi en mesurent certainement la dimension. Il vient d'être encore évoqué par l'Organisation Mondiale de la Santé au dernier congrès international de Cordoue, en lui donnant, de plus, une dimension sociale.

L'attention de la Commission a été attirée par des publications internationales faisant état de nouveaux travaux, dont les résultats sont présentés dans un rapport « Radiochimie : matière radioactive et rayonnement ionisants » de l'Académie des Sciences* où il est écrit : « Nous savons que les fondements sur lesquels repose toute la philosophie de la radioprotection sont périmés, mais nous ne voyons pas clairement quoi leur substituer ». Ce rapport est porté en annexe 4.

La question des risques sanitaires étant jugée hors du champ de la loi de 1991, quels sont les organismes chargés des recherches correspondantes ?

La simulation

La stratégie retenue pour la simulation sur ordinateur des sites de stockage est résumée au paragraphe 6.6. Le code mono-dimensionel OASIS y est mentionné comme un des outils d'évaluation de la sûreté d'un site. Rappelons qu'un tel code doit être validé par des simulations tridimensionnelles du champ proche et du champ lointain et que l'utilisation pour ce faire de logiciels tels que PORFLOW, CASTEM ou BRIGHT est nécessaire. Or ceux-ci demandent une très bonne connaissance de l'analyse numérique utilisée dans ces codes. Pour cette raison, la Commission a recommandé que l'ANDRA se dote d'une équipe techniquement compétente et cette recommandation a été approuvée par le ministère chargé de la

* « Radiochimie : matière radioactive et rayonnements ionisants », Académie de Sciences, Rapport RST n° 4, Editions Tec & Doc, juillet 2000.

recherche. Le CEA apportera bien sûr sa contribution au développement des logiciels.

Il serait souhaitable, pour une bonne cohésion du système, que le chef de la future équipe soit une personnalité scientifique du domaine qui rapporte à la direction générale de l'ANDRA.

Par ailleurs, la simulation est une science en plein développement, ne serait-ce que parce que les moyens de calcul doublent tous les 18 mois, et la plate-forme numérique de l'ANDRA devra donc être adaptée constamment aux progrès de la recherche de manière à toujours disposer d'un outil correspondant à l'état de l'art. Il est aussi indispensable d'assurer une coopération avec les équipes universitaires pour la recherche fondamentale et avec les industries du génie logiciel pour la partie informatique (couplage de code, parallélisme...).

La Commission rappelle qu'on ne pourra suivre les progrès dans la réalisation de l'outil que si l'on dispose d'un cahier des charges et d'un plan de travail avec des rendez-vous fixés à l'avance.

Données

Un problème commun à plusieurs modélisations concernant l'axe 2 ou l'axe 3 est la qualité des données d'entrées des codes. C'est un problème délicat sur plusieurs points. D'abord le choix des bases de données qui peut ne pas être le même entre les différents acteurs. Ensuite les incertitudes sur chaque donnée et la propagation de ces incertitudes qui peuvent poser des problèmes d'appréciation. Enfin l'adéquation de la précision des données avec la complexité des codes nécessite une réflexion, sans parler de la validation des données par des expériences intégrales ou sur les analogues naturels qui est rarement satisfaisante.

La constitution de la bibliothèque des données à utiliser pour la simulation numérique est une des tâches essentielles à accomplir tant pour les besoins des codes de la plate-forme de simulation numérique que pour ceux du code de sûreté. L'effort à accomplir est de longue haleine : se reporter à ce qui est dit au § 6.3 sur les données thermodynamiques. Les expérimentations en laboratoire souterrain apporteront certes une contribution essentielle à cette tâche, mais l'étendue des besoins est telle que le recours à de nombreuses sources est nécessaire, et une étude critique des données rassemblées doit être faite pour apprécier les incertitudes.

Exemple des données sur la biosphère et la radioprotection

Considérons, par exemple, le cas des incertitudes sur les données nécessaires aux calculs des doses engagées par des contaminations radioactives de la biosphère. Ces calculs nécessitent des données relatives aux transferts internes à la biosphère et des données de conversion des activités incorporées en doses efficaces. Sur les premières, l'UNSCEAR a procédé, dans le cadre de son rapport général « 2000 », à une revue complète des données de transfert (et des modèles de dispersion associés) : voir chapitre 8.

En ce qui concerne les coefficients de conversion des activités incorporées aux doses efficaces engagées, l'UNSCEAR se réfère aux résultats obtenus par la CIPR (publications n° 67, 69, 71 et 72), au moyen de modèles métaboliques. Les résultats obtenus par la CIPR sont donc des données d'entrée pour les modèles de dispersion et de calcul d'impact de l'UNSCEAR.

La CIPR, pour établir ces valeurs de base universellement utilisées, a employé des modèles métaboliques dont les données d'entrée remontent aux recherches de base effectuées de 1960 à 1975 pour préciser et compléter les anciennes données qu'elle avait publiées en 1959 (publication CIPR 2). Ces recherches effectuées par l'Université du Tennessee associée au laboratoire d'Oak Ridge, ont porté sur le métabolisme naturel de 24 éléments chimiques ; d'autres travaux ont complété ces observations fondamentales. Les résultats de l'ensemble de ces expérimentations ont été réunis par la CIPR en une banque de données publiée en 1975 sous le n° 23, qui n'a pas été vraiment améliorée depuis lors. C'est de ces données fondamentales que dépendent les calculs dosimétriques de base, dont les résultats ont fait l'objet de publications successives pour tenir compte des modifications apportées par la CIPR à la définition de la dose à prendre en considération : dose équivalente à l'organe critique, puis dose efficace.

Les données métaboliques exposées dans le premier de ces documents de base (publication CIPR n° 30) ont fait l'objet d'une analyse critique par le Conseil National de radioprotection des USA (NCRP – National Council on Radiation Protection). En 1998, le NCRP a classé les radionucléides en quatre groupes suivant le niveau d'incertitude des données métaboliques :

- données connues avec une bonne précision (à un facteur multiplicateur ou diviseur 3 près) : ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{131}I,
- données connues avec une précision satisfaisante (à un facteur multiplicateur ou diviseur 5 près) : ^{95}Nb, ^{75}Se,

- données avec une incertitude assez importante (à un facteur multiplicateur ou diviseur 10 près) : ^{234}U, ^{95}Zr, ^{144}Ce,
- d'autres données sont manquantes (et estimées à un facteur multiplicateur ou diviseur supérieur à 10 près, sans qu'on puisse définir la bande d'incertitude).

L'UNSCEAR s'accommode de ces incertitudes car, pour les évaluations globales des effets des rayonnements qui relèvent de sa mission, les radionucléides qui apportent la contribution dominante sont ceux pour lesquels les études ont été les plus approfondies, et les incertitudes moindres.

L'UNSCEAR indique, en présentant la méthodologie, que les effets de la contamination des eaux souterraines par des radionucléides à vie longue sont importants à étudier, car elle peut résulter de l'élimination de déchets de haute activité dans des dépôts géologiques souterrains, mais l'UNSCEAR ne s'y arrête pas puisque ces dépôts sont futurs. Cette question peut prendre une acuité particulière avec la raréfaction des ressources en eau.

Les calculs actuels sont fondés sur des données qui répondent à certains besoins. De nouveaux besoins résultent des études de sûreté du stockage final des déchets radioactifs. Il faut acquérir les données nécessaires.

La stratégie de Séparation-Conditionnement

Les travaux sur les séparations poussées sont bien plus avancés que les recherches sur la transmutation. Les recherches sur certains conditionnements spécifiques ne seront peut-être pas prêtes au moment où il deviendra possible de séparer les éléments dont la transmutation s'avère d'ores et déjà difficile ou ne serait réalisée que bien plus tard. Il est donc nécessaire de se poser la question des suites opérationnelles à donner aux recherches de séparations poussées. Faut-il se limiter à archiver les procédés ? Ou les mettre en œuvre aussi rapidement que possible et entreposer les éléments séparés en attendant leur transmutation ou leur conditionnement définitif ? Un scénario d'attente de la mise en œuvre de la transition entre Séparation-Conditionnement et Séparation-Transmutation doit être examiné.

Le devenir de certains déchets ultimes

Quel que soit le résultat de ces recherches, il restera une quantité limitée de résidus ultimes qu'il conviendra de stocker dans les conditions qui seront prévues par le législateur. La filière S-T, reposant sur des procédés complexes et coûteux, ne s'adressera qu'aux déchets de haute activité et à vie longue les plus nocifs

(déchets C) dont le volume est limité à quelques milliers de m^3. Les déchets de moyenne activité à vie longue (déchets B), qui représenteront de l'ordre de 100 000 m^3 en 2020, ne pourront pas en bénéficier et devront aller au stockage.

Le rôle des conteneurs et sur-conteneurs dans la stratégie d'entreposage et de stockage

En dehors des entreposages d'exploitation où tout incident sur les conteneurs des colis relève de la sûreté, les conteneurs ont un rôle important à jouer en entreposage de longue durée et en stockage réversible. Dans ces deux cas, pendant les temps d'attente avant reprise ou avant abandon, la surveillance sera d'autant plus simple que les conteneurs seront robustes et que leur fabrication (plusieurs milliers) sera soignée pour que statistiquement les taux de défaillances soient faibles. Ils devront avoir en premier lieu une tenue mécanique à long terme, résister à la corrosion interne et externe, aux rayonnements, assurer le confinement tout en permettant, pour certains, le relâchement de gaz, et avoir des propriétés thermiques adéquates. On ne parle pas ici des possibilités de manutention traitées ailleurs. Il s'agit donc d'objets qui sont loin des emballages classiques prévus comme aujourd'hui pour quelques décennies, et qui vont demander des études sur lesquelles la Commission n'a été éclairée qu'occasionnellement

Elle pense donc qu'une réflexion spécifique et globale sur les colis en tant qu'objets devant répondre à des critères à définir doit lui être présentée. Cette réflexion pourrait se situer dans la poursuite de celle qui a été entamée pour l'entreposage de longue durée. Elle devra clairement dégager si toutes les recherches nécessaires sont entreprises pour satisfaire ces critères. Actuellement la Commission ne voit pas de plan d'ensemble dans les études qui sont conduites et souhaite pouvoir évaluer si elles sont à la hauteur de l'enjeu. L'ANDRA a communiqué à la Commission un document (mai 2000) sur la faisabilité de la conception des (sur)conteneurs des colis de déchets vitrifiés et des colis de combustibles usés pour la période 2000-2005 qui lui paraît être un début de réponse.

De plus, la Commission s'interroge sur le rôle qui est réellement assigné aux conteneurs, voire aux sur-conteneurs, dans un stockage. Ce point est dans le prolongement du premier si on leur assigne un rôle de confinement sur des milliers d'années ou plus, comme dans le concept suédois. Doit-on ériger en doctrine de stockage la recherche d'un fort confinement au niveau du colis dans son champ proche (ce qui a été fait par l'homme et sur lequel on a un contrôle) ou bien au contraire la recherche d'un enchaînement confinement-dilution essentiellement assuré par la roche hôte et les exutoires du site de stockage (ce que fera la nature) ?

La position actuelle de recherche d'une défense en profondeur multi-barrières, qui consiste à rechercher un minimum/optimum de relâchement aux exutoires, voire avec redondance de barrières, doit être objectivement comparée à la stratégie consistant à fabriquer des colis qui seraient *a priori* de très longue durée de vie.

N.B. - La Commission a rencontré des difficultés dans l'interprétation des mots tels que colis, conteneur, surconteneur, étui, dont l'acception varie suivant les auteurs et les usages. Un « conteneur » standard de déchets vitrifiés ou de déchets compactés est ainsi considéré par certains comme un véritable conteneur, alors que d'autres envisagent de l'insérer à l'intérieur d'une autre enceinte également nommée conteneur. D'autres désignent enfin cette même enveloppe externe par le nom de « complément de colisage ». Les ambiguïtés terminologiques contribuent à obscurcir des difficultés de fond, par exemple sur les fonctions de confinement dans les systèmes d'entreposage.

Le dialogue CEA-ANDRA

Les recherches conduites par les deux organismes doivent être communes ou complémentaires sur plusieurs points qui sont rappelés à maintes occasions dans ce rapport (hiérarchisation, caractérisation, conteneur, etc.). Par ailleurs il doit y avoir convergence sur certains rendez-vous, par exemple en 2001, où l'ANDRA a besoin pour sa première vérification de sûreté des résultats du CEA et, en retour, le CEA a besoin de connaître si de nouvelles recherches sont nécessaires. Chaque fois, la Commission insiste sur la nécessité du dialogue qui est établi, mais qui n'apparaît pas toujours clairement. Par exemple, il n'est pas sûr que les conteneurs étudiés actuellement pour un entreposage puissent réellement convenir pour le stockage.

Mise en perspective des études sur certains éléments comme l'iode

L'iode a une importance capitale dans la problématique de la gestion des déchets nucléaires et il en est question aussi bien dans le retraitement que dans la transmutation et le conditionnement ou dans la biosphère. Il n'est pas facile de savoir, sans que cela soit mis en perspective, quelle est l'étape sur laquelle il faut faire porter les efforts de recherche pour réduire son impact radiologique. Ce problème sera certainement traité *in fine* dans la hiérarchisation des radionucléides. La Commission attire également l'attention des acteurs de la loi pour que des réponses soient prêtes à toute transcription dans la réglementation française de la décision de SINTRA de la Commission OSPAR qui irait dans le sens d'une interdiction des rejets d'effluents contenant de l'iode à la mer. Cela est également valable pour d'autres éléments.

Rôle des sciences humaines et sociales

La Commission a pris acte des décisions très claires des autorités sur les études de sciences humaines et sociales.

La Commission a cependant pour rôle et compétence d'évaluer les résultats des recherches menées dans le cadre des axes de la loi de 1991 ; elle a soulevé, dès son premier rapport, la faiblesse des recherches en sciences humaines et sociales dédiées au problème de la gestion des déchets radioactifs, car cette contribution lui paraît indispensable à l'image de ce qui a été réalisé en Suède, en Finlande et au Canada. Une insuffisance dans ce domaine peut compromettre l'effort scientifique accompli par ailleurs.

Certes la contribution des sciences humaines et sociales sur les déchets radioactifs peut être détachée des recherches conduites dans le cadre de la loi, mais les recherches actuelles lui semblent, à l'évidence, insuffisantes et un effort complémentaire doit être fait.

Une illustration de l'intérêt de telles études est donnée par les difficultés récemment rencontrées dans la recherche d'un site granitique pour l'implantation d'un deuxième laboratoire souterrain.

3.4 LA STRATEGIE INDUSTRIELLE

La stratégie industrielle de l'aval du cycle a été présentée par EDF à la Commission le 5 janvier 1999 et dans un avenir prévisible, aucune inflexion notable de cette stratégie n'est à envisager. EDF révisera sa stratégie si l'évolution des conditions externes le justifie. Le combustible MOX joue un rôle clé dans la stratégie française, qui a été explicitée dans le rapport n° 5 et on n'y revient pas en détail dans ce rapport.

Le 12 janvier 2000, EDF a indiqué à la Commission quelques aspects particuliers de la gestion du MOX dans les réacteurs (recherche de la parité avec UOX) et dans celle de l'aval du cycle en conséquence de cette stratégie. La Commission retient que les caractéristiques du MOX usé (teneur en plutonium, en actinides mineurs) le différencient nettement du combustible UOX, et que sa puissance thermique nécessite une longue période d'entreposage sous eau avant de pouvoir envisager un refroidissement à sec en entreposage de longue durée. De même, les délais préalables à un stockage sont plus longs que pour le combustible UOX.

A toutes fins utiles, la retraitabilité de ce type de combustible usé a été démontrée car il est soluble dans l'acide nitrique. En cas de retraitement à l'échelle industrielle, qui n'est nullement envisagé par EDF mais qui serait possible en dilution dans les usines de la Hague selon COGEMA, l'augmentation des quantités d'actinides en mélange avec les produits de fission conduirait à une augmentation du nombre de colis de résidus vitrifiés, pour une même quantité d'énergie produite.

La stratégie affichée par EDF, consistant à retraiter le combustible UOX et à entreposer, pendant une durée indéfinie, le combustible MOX irradié, renvoie aux trois axes de la loi.

Le combustible MOX pourrait être retraité ultérieurement, dans un délai non prévisible, pour recyclage du plutonium et, éventuellement, des actinides mineurs, suivant des modalités que les recherches menées dans le cadre du 1er axe de la loi de 1991 tendent à préciser, au moins pour ce qui est de la transmutation.

Le combustible MOX pourrait aussi être stocké, en l'état, dans une formation géologique : EDF a demandé à l'ANDRA de prendre en compte cette éventualité dans le cadre des recherches de l'axe 2 car ce stockage, ou celui des déchets issus du retraitement, poserait des problèmes d'une dimension nouvelle.

Dans tous les cas, le combustible MOX devra être entreposé pendant un long délai, le stockage direct ne pouvant intervenir avant au moins cinquante ans environ, et le recyclage du plutonium avant un délai qui ne pourra être précisé avant une inflexion de la stratégie industrielle, mais qui devrait être de quelques décennies.

Il ne semble pas, toutefois, qu'EDF ait expressément demandé au CEA de prendre explicitement en compte ses besoins propres d'entreposage du combustible MOX dans le cadre du projet EtLD.

CHAPITRE 4 : METHODOLOGIE DE L'INVENTAIRE DES DECHETS RADIOACTIFS

4.1 MISSION CONFIEE AU PRESIDENT DE L'ANDRA

L'inventaire des déchets radioactifs a fait l'objet de remarques de la part de la Commission dans plusieurs de ses rapports et notamment dans son rapport n° 4, remis au Gouvernement en novembre 1998. L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques a repris à son compte ces remarques après la présentation faite par la Commission le 24 novembre 1998.

Le 9 décembre 1998, le Gouvernement s'est réuni autour du Premier Ministre à propos des questions nucléaires. L'un des points du relevé de conclusions indique qu'une mission sera confiée au nouveau Président de l'ANDRA pour proposer au Gouvernement toute réforme visant une méthode plus fiable de comptage :

« Le Gouvernement remarque que lorsque viendront les décisions sur les sites de stockage souterrains ou en subsurface, le volume des déchets de catégorie A, B ou C devra être parfaitement connu. Or le dernier rapport de la Commission constate des différences de comptage, par rapport aux derniers éléments fournis par l'ANDRA. Afin d'avoir toutes les garanties sur ce comptage, une mission sera donnée au nouveau Président de l'ANDRA, pour proposer au Gouvernement toute réforme visant une méthode plus fiable de comptage. Ceci suppose une transparence totale sur les stocks de déchets radioactifs. L'avis de la Commission sera demandé sur cette réforme ».

Par lettre en date du 6 mai 1999, les Ministres concernés ont fait savoir au Président de l'ANDRA, les orientations à suivre au titre de son mandat. Il est notamment précisé « ...Afin d'avoir toute garantie sur ce comptage, nous vous demandons de proposer au Gouvernement toute réforme visant à fiabiliser l'inventaire de ces déchets, et notamment l'extrapolation de cet inventaire à moyen et long terme. » ...

Conformément aux directives ministérielles, l'étude conduite par le Président de l'ANDRA a été réalisée avec une équipe de l'ANDRA et un groupe de travail réunissant les principaux producteurs de déchets (CEA, COGEMA, EDF) auquel ont également participé des services ministériels (DGEMP, DPPR, DSIN). En outre, de nombreux contacts ont eu lieu au cours de la mission, et un séminaire réunissant des participants de tous horizons a été organisé le 21 mars 2000 pour discuter des premières conclusions de la mission.

4.2 RAPPORT PRESENTE PAR M. LE PRESIDENT DE L'ANDRA A LA COMMISSION LE 4 MAI 2000

Le travail effectué par le Président de l'ANDRA et sous sa responsabilité par l'équipe associée est tout à fait remarquable, par la justesse de l'analyse faite de la situation existante et l'établissement de règles claires pour une présentation future de l'inventaire des déchets radioactifs en France.

4.2.1 Origine et classification des déchets radioactifs

Il est rappelé l'existence de l'inventaire établi par l'OBSERVATOIRE de l'ANDRA qui constitue une base de données complète mais difficilement exploitable pour les objectifs fixés par le Gouvernement. Une revue exhaustive des origines des déchets est faite par grands secteurs d'activité :

- l'industrie électro-nucléaire,
- la défense,
- la recherche,
- l'industrie non nucléaire,
- les activités médicales.

L'objectif est de permettre un recensement complet de tous les déchets radioactifs existants, engagés et prospectifs. Les secteurs de l'industrie non nucléaire et les activités médicales posent des problèmes particuliers de suivi qui devront être résolus.

La classification de base des déchets radioactifs proposée par leur gestion est fondée, d'une part sur le niveau d'activité (TFA, FA, MA, HA) et la période des radionucléides présents (vie courte ou vie longue), la coupure entre vie courte et vie longue s'effectuant pour une période radioactive de 30 ans.

L'indexation d'un déchet dans une des catégories de la classification proposée ci-dessus, nécessite la connaissance de son contenu radioactif. Une difficulté provient des limites réglementaires fixées pour les quantités des radionucléides à vie longue acceptables pour les catégories TFA et FA. Les valeurs limites d'activité par radionucléide (émetteurs β à vie longue et émetteurs α) ont évolué et peuvent encore évoluer vis-à-vis de leur destination finale (stockage de surface ou stockage profond). De plus, la réglementation peut comporter deux composantes, une valeur pour la teneur par colis et une valeur globale pour un ouvrage ou l'ensemble du stockage. La classification constitue donc un cadre indispensable mais son exploitation pour

déterminer exactement les quantités de déchets destinés aux stockages des catégories A, B et C, nécessitera un examen détaillé des informations quantitatives contenues dans l'inventaire en fonction des règles fondamentales de sûreté ou en fonction de la réglementation existante.

Cette classification n'inclut pas le paramètre de toxicité chimique qui peut constituer la grandeur déterminante pour la destination finale d'un déchet.

A partir de l'inventaire qui sera réalisé, la Commission recommande une clarification de la classification des déchets, qui soit fondée notamment sur leur contenu en radionucléides à vie longue et en éléments toxiques chimiques, et tienne compte de leur destination finale.

4.2.2 Les besoins en matière d'inventaire

Les besoins sont analysés selon trois critères, ceux liés à la sûreté et la protection de l'environnement, ceux à caractère opérationnel et enfin ceux à caractère politique et social.

- Pour les besoins liés à la sûreté et la protection de l'environnement, il est bien souligné la nécessité d'avoir la meilleure connaissance possible de la nature des déchets, élément important pour l'évaluation de sûreté qui sera faite dès la définition des concepts d'entreposage ou de stockage.

  Cela rejoint la recommandation faite précédemment par la Commission sur la classification des déchets.

  Il est proposé de faire un regroupement des colis par « familles ». Chacune se définit comme un ensemble de déchets de même origine et de nature analogue (spectre de radionucléides, composition chimique, puissance thermique ...) et présentant des caractéristiques de conditionnement proches, sinon identiques.

  Il est souligné la nécessité d'organiser la mémoire des déchets et la traçabilité des informations. « Il faut faire en sorte et montrer que rien n'est perdu, ni oublié, ni caché ».

  La Commission ne peut qu'approuver une telle disposition.

- Les besoins à caractère opérationnel concernent les entreposages et stockages existants (CSM et CSA). Ces besoins sont essentiellement la comptabilité des colis stockés et l'évaluation de la production pour prévoir la durée de vie du stockage en fonction de l'autorisation donnée par les Pouvoirs Publics.

- Les besoins à caractère politique et social relèvent d'une présentation claire et illustrative de tous les déchets qui doivent rester en France. Des synthèses et des regroupements doivent être imaginés pour répondre aux diverses visions que peuvent avoir le citoyen et les responsables politiques.

  L'analyse des inventaires existants montre que ceux-ci répondent bien aux besoins pour lesquels ils ont été créés. Cependant on constate qu'il y a autant d'outils que de besoins et qu'il en découle des risques d'hétérogénéité et quelques difficultés. Une méthodologie d'inventaire plus rigoureuse paraît donc nécessaire car il est constaté par le Président de l'ANDRA que celles qui sont utilisées aujourd'hui en France ne permettent pas de répondre entièrement à l'objectif que le Gouvernement a fixé.

La Commission s'associe à cette recommandation du Président de l'ANDRA.

4.2.3 Les expériences étrangères

Dans un premier stade quatre pays ont été considérés : la Grande-Bretagne, la Suisse, la Belgique et les Etats-Unis. D'autres pays pourront faire l'objet d'examens ultérieurs : la Suède, l'Espagne, le Canada, l'Allemagne et le Japon.

L'inventaire britannique a été particulièrement étudié car il apparaît comme le plus complet et pourrait constituer un inventaire de référence. L'inventaire produit est unique, partagé par tous et utile à tous, il est révisé tous les 3 à 4 ans.

L'inventaire suisse est inspiré de celui de la Grande-Bretagne, il n'est révisé que tous les 10 ans environ ; il s'applique à un programme nucléaire plus modeste et ne reçoit pas de diffusion publique.

L'inventaire belge porte sur des flux de déchets provenant de toutes les installations de Belgique. La méthode utilisée par l'ONDRAF est aussi dérivée de la méthode britannique. Une révision devrait être publiée en 2003, puis la périodicité des révisions sera de 5 ans.

L'inventaire américain réalisé par le DOE (Department of Energy) est publié tous les ans et disponible sur INTERNET. Il inclut les déchets miniers et les déchets dits

« mixtes » (radioactivité et toxiques chimiques). L'inventaire, très complet, est clairement présenté. Des prévisions sont données jusqu'en 2030.

La Commission souhaite que l'examen des inventaires étrangers soit effectivement poursuivi.

4.2.4 Les principes de l'inventaire national proposé

A) L'inventaire doit être complet

Il est proposé de répertorier toutes les matières radioactives concernées (déchets et « matières nucléaires »). Sans être exhaustif, outre les déchets, seront donc pris en compte : les matières nucléaires sans réemploi, les résidus de traitement de minerai, les combustibles usés, le plutonium, l'uranium de retraitement, l'uranium appauvri, l'uranium naturel et le thorium. Il est par ailleurs prévu de prendre en compte les conséquences possibles de modifications dans la gestion des rejets actuels, liquides et gazeux, sur la production de déchets solides.

B) L'inventaire doit distinguer clairement « l'existant », « l'engagé », et le « prospectif »

Il est proposé que l'inventaire soit essentiellement axé, en les distinguant, sur les déchets existants et les déchets à produire par les installations existantes avec un scénario de référence concernant l'utilisation de celles-ci.

Trop d'inconnues entachent les données concernant les déchets prospectifs pour les inclure avec rigueur dans l'inventaire.

Sur ce dernier point, la Commission estime utile qu'une mention soit faite des évolutions prévisibles, à chaque fois que possible, afin de conserver l'esprit affiché précédemment pour la présentation d'un inventaire complet (exemple des rejets dont la réduction peut engendrer des déchets solides).

Pour les déchets « existants » ou « engagés » une distinction nette doit être faite entre les déchets conditionnés, ceux susceptibles d'être reconditionnés, et les déchets non conditionnés qui devront être conditionnés.

C) Un système « unifié » de gestion des données est nécessaire

Les informations et données doivent être gérées de façon homogène entre toutes les catégories de déchets et l'appellation, la codification, les unités utilisées, date de référence ... doivent être les mêmes pour tous les organismes concernés (ANDRA, producteurs, DSIN). Notamment, les données concernant le contenu des colis de déchets doivent être assorties de fourchettes d'évaluation, et les méthodes de détermination et les plages de variation possible doivent être indiquées.

La Commission soutient cette proposition en soulignant l'importance de la caractérisation des déchets, qui est de la responsabilité des producteurs (avec vérification de l'ANDRA), et des efforts encore à accomplir dans ce domaine pour certains éléments à vie longue ou toxiques chimiques non pris en compte dans le passé.

D'une manière concrète, il serait souhaitable que l'inventaire fournisse à la fois, le volume, le poids et le nombre de colis par famille.

D) Présentation des hypothèses pour les prévisions

Il est demandé tout d'abord pour les déchets anciens à conditionner ou susceptibles d'être reconditionnés que chaque producteur de déchets indique les modes de conditionnement qu'il envisage. Un dialogue précoce entre ANDRA et producteurs ainsi qu'entre ANDRA et DSIN est recommandé afin d'étayer au mieux les hypothèses à retenir pour les conditionnements futurs. Il est indiqué que l'expression d'une hypothèse alternative peut toujours être faite avec une argumentation adéquate.

Cet aspect est jugé important par la Commission qui souligne les précautions à prendre sur la présentation des reconditionnements à faire, dans la mesure où les critères d'acceptation des colis pour l'entreposage de longue durée ne sont pas encore donnés et où les agréments pour le stockage profond ne sont pas encore donnés pour tous les types de colis, et peuvent donc être évolutifs.

Le rapport traite également des hypothèses relatives à l'inventaire des déchets issus du retraitement des combustibles usés.

En raison de la part prépondérante que représentent les déchets issus du retraitement, le Président de l'ANDRA propose que les règles de partage entre les divers attributaires des déchets soient affichées.

La Commission souhaite que l'inventaire précis des déchets devant rester en France soit parfaitement établi pour toutes les catégories de déchets issus du retraitement.

Aux déchets d'exploitation, il conviendra d'ajouter les déchets qui résultent du démantèlement des installations. Ceux-ci sont en totalité destinés à rester en France.

Les perspectives à moyen terme tiendront compte des prévisions industrielles, tant pour la durée de vie des installations, que pour leurs évolutions techniques et la gestion des combustibles. Sur ce dernier point, il est proposé de se fonder sur les données de la politique d'EDF, c'est-à-dire de prendre en compte le retraitement limité à 850 tonnes par an de combustibles UOX usés correspondant aux quantités de plutonium recyclable dans les centrales pouvant le recevoir. Il est considéré que le retraitement des combustibles UOX usés en excédent, ainsi que celui des combustibles MOX usés est différé.

Par ailleurs, il est proposé de prendre en compte dans l'inventaire les déchets issus de la réhabilitation des sites, après démantèlement, sur des hypothèses qui seront explicitées.

E) Vérification de l'inventaire

Une vérification est à l'évidence indispensable. Un large processus de vérification est proposé par le Président de l'ANDRA, tant en amont qu'en aval. Il est en effet nécessaire de vérifier toutes les données fournies par les producteurs de déchets. Les moyens sont nombreux et des recoupements pourront être faits. Les contrôles sont, a priori, plus délicats à mettre en œuvre pour les « petits producteurs » nombreux et non nécessairement sensibilisés à l'importance de l'inventaire (mais l'impact individuel est également faible).

Une participation active et bien comprise est indispensable de la part de tous les acteurs car l'ANDRA n'a pas vocation à se substituer aux autorités administratives pour veiller à la pleine conformité des déclarations.

Un dernier volet traite des aspects de financement pour la mise en place de cet inventaire national.

La Commission exprime son approbation générale sur les propositions présentées par le Président de l'ANDRA. Elle souhaite que les moyens adéquats soient mis en place pour la réalisation de cet inventaire tout à fait indispensable au plan opérationnel ainsi que pour une totale clarté de la gestion des déchets radioactifs devant rester en France.

La Commission estime également indispensable de rappeler que le travail qui lui a été présenté ne porte que sur la méthodologie de l'inventaire et qu'à partir des règles proposées, il reste à l'ANDRA à établir un premier inventaire.

La Commission recommande donc que les producteurs de déchets apportent leur plein concours à l'inventaire en fournissant des informations de la qualité requise pour que l'inventaire établi suivant la méthodologie proposée réponde effectivement aux objectifs fixés par le gouvernement et aux besoins du pays.

CHAPITRE 5 : LES RECHERCHES SUR LA SEPARATION POUSSEE ET LA TRANSMUTATION – Axe 1 de la loi de 1991

Les perspectives ouvertes par les résultats acquis dans les deux domaines de la séparation et de la transmutation, ainsi que les possibilités de développements techniques et industriels, ont conduit le CEA, responsable des recherches de l'axe 1, à préciser et à reformuler ses objectifs. Il a défini pour chacun des deux volets des voies privilégiées de recherche concernant trois actinides mineurs, américium, curium et neptunium et trois produits de fission à vie longue, césium, iode et technétium (isotopes césium 135, iode 129 et technétium 99) pour la transmutation ou le conditionnement. Le choix de ces éléments est dicté par leur abondance dans les combustibles usés, et/ou leur comportement chimique dans les barrières d'un éventuel stockage géologique lié à la longue période des radionucléides associés. Il a été consolidé par une hiérarchisation des radionucléides sur laquelle nous revenons dans ce rapport. Les recherches sur les séparations ont conduit à des avancées importantes vers la faisabilité technique de certains procédés. Pour ce qui concerne la transmutation, on peut noter les études sur les sous-ensembles de systèmes hybrides (cible MEGAPIE, accélérateur IPHI) et leur inscription au 5ème PCRD.

5.1 LES SEPARATIONS CHIMIQUES

Les études de séparation chimique associées aux voies dites de référence, visent principalement deux objectifs :

- la séparation des 6 éléments mentionnés en adaptant le procédé PUREX (neptunium, technétium soluble) et en utilisant de nouveaux procédés du programme ACTINEX : DIAMEX, SANEX, SESAME (américium et curium) et CALIXARENE (césium) pour traiter les solutions de produits de fission de ce procédé, qui permet, rappelons le, de séparer industriellement l'uranium du plutonium des combustibles usés,

- la séparation des actinides (actinides mineurs, uranium et plutonium) et des produits de fission mentionnés à partir de combustibles spéciaux ou cibles d'irradiation, qu'il faudrait recycler après passage dans une installation de transmutation.

Ces études sont regroupées dans le programme "Séparations Poussées" ; l'articulation des procédés est figurée sur les schémas portés en page 38. Le programme « Séparation Poussées » comprend une partie du programme PURETEX et le programme ACTINEX, qui devraient, en toute logique, disparaître en tant que tels des futurs documents et présentations pour assurer leur lisibilité.

D'autres recherches complémentaires à celles des voies de référence portent sur la séparation des actinides et sur la séparation d'autres produits de fission ou d'activation à vie longue que ceux choisis comme prioritaires.

Ces orientations privilégient les séparations par voie hydrochimique mais nécessitent aussi des recherches en pyrochimie pour atteindre le deuxième objectif précité. Les recherches visent des procédés robustes et privilégient l'utilisation de réactifs courants dans l'industrie nucléaire et incinérables pour minimiser les déchets secondaires, sauf lorsqu'il s'agit de molécules nouvelles irremplaçables.

Le CEA inscrit également comme objectif général de soutenir ses recherches à vocation appliquée par des recherches fondamentales. Celles-ci sont aussi développées dans le GdR PRACTIS.

La séparation poussée ouvre aussi sur les recherches de conditionnement spécifiques qui sont examinées au chapitre 7.

5.1.1 La documentation pour l'évaluation et la réorganisation du programme des recherches

Plusieurs documents concernant la séparation poussée et d'une façon générale des séparations portant directement sur les combustibles usés sont disponibles depuis un an. Il s'agit d'actes de réunions internationales, soit à dominante chimie comme "Université d'été sur la séparation des radionucléides à vie longue" (Méjannes le Clap, 27 septembre-2 octobre 1999) , "Actinide and fission product partitioning and transmutation" (OCDE - AEN, Status and assessment report, 1999, et Proceedings of the fifth international information exchange meeting, Mol, 25-27 November 1998, édité en 1999), soit plus générales comme "Global 1999" (Jackson Hole, Wyoming) soit encore de documents internes au CEA. Les actes des premières réunions, bien que spécialisées, contiennent souvent des analyses de scénarios de recyclage du plutonium et des actinides mineurs pour situer le cadre de leur développement. Ces documents ont servi de support, pour l'analyse qui suit, aux documents communiqués annuellement à la Commission (rapport d'activité 1999 sur les recherches des axes 1 et 3 de la loi, Stratégie et programmes des recherches 2000-2006) et aux présentations du CEA les 1er décembre 1999 et 3 février 2000. La Commission a apprécié la qualité scientifique des supports écrits fournis à l'occasion des auditions.

5.1.2 Principaux acquis de 1999

Comme la Commission l'a souligné, le CEA a été très actif dans la conduite du programme NEWPART (7 partenaires et 5 pays de l'UE) du 4ème PCRD, qui s'est achevé en avril 1999. Ce programme soutenait des recherches sur la séparation de l'américium et du curium en aval du procédé PUREX dans le cadre des procédés DIAMEX et SANEX, recherches de base et développement de procédés, allant jusqu'à des tests sur des effluents réels de haute activité. Une description du programme NEWPART et de ses résultats est reportée en annexe 3.

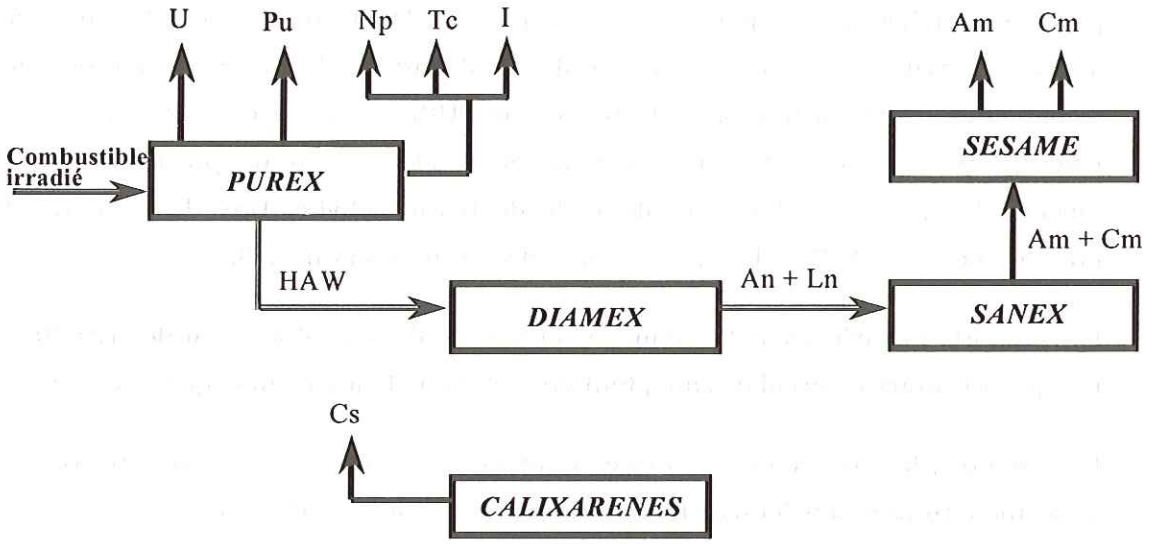
Les rapports précédents de la Commission ont régulièrement fait état des résultats très positifs obtenus au fil des ans, tant en recherche fondamentale qu'appliquée.

Par exemple, les recherches conduites dans ce cadre ont permis la découverte de molécules azotées polydentées (les bis-triazine-pyridines, BTP) qui se sont avérées capables d'extraire les actinides trivalents sélectivement par rapport aux lanthanides à partir de solutions d'acide nitrique. Cela a été testé entre mars et avril 1999, d'une part à Marcoule sur des effluents synthétiques de haute activité dans une boucle de mélangeurs-décanteurs, et d'autre part à l'ITU de Karlsruhe sur des solutions réelles de haute activité issues de la mise en œuvre du procédé DIAMEX, dans une boucle d'essais constituée d'extracteurs centrifuges miniatures. Le diamide utilisé dans ces essais a, depuis, été changé.

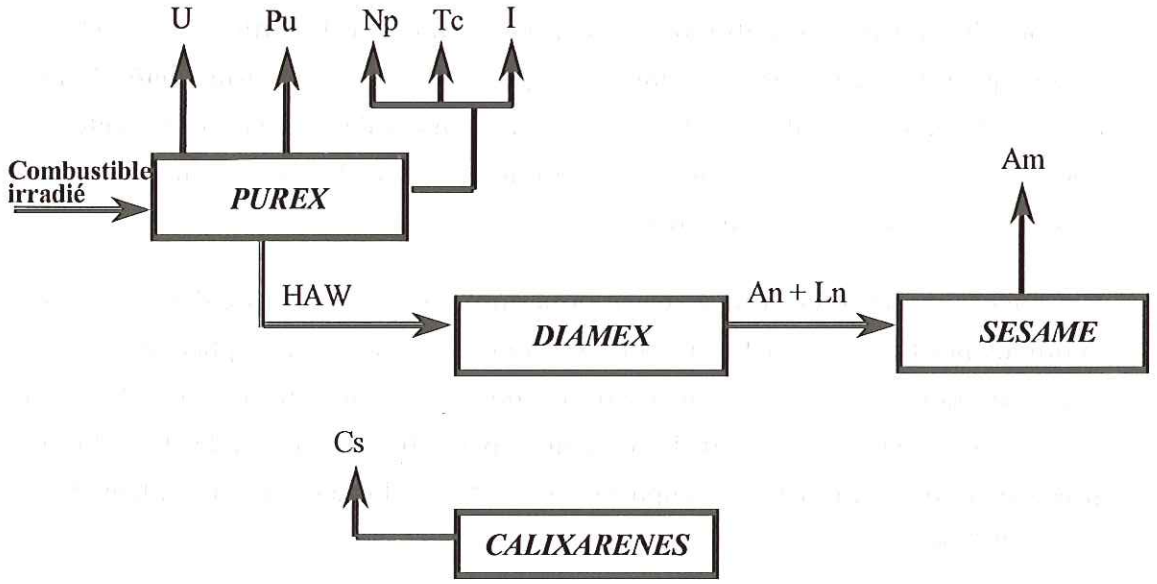
De même, de nouveaux acides dithiophosphiniques dérivés de la molécule dite CYANEX ont été mis au point pour extraire sélectivement les actinides à partir d'acide nitrique de concentration élevée, à condition de les utiliser en mélanges synergiques avec d'autres extractants oxygénés. Ce travail a surtout été réalisé à Jülich, et, avec l'aide du CEA/Marcoule, un schéma de procédé a été testé avec succès sur des solutions synthétiques marquées. La boucle d'essais était constituée d'extracteurs centrifuges miniatures.

Ces succès représentent une avancée importante dans le domaine des séparations actinides-lanthanides sur lequel nous revenons dans les paragraphes suivants. Ils montrent que les études de laboratoires ont débouché sur des possibilités de séparations réelles, au niveau d'expériences permettant de tester la flexibilité des procédés et de montrer le rôle important de la technologie d'extraction, lequel peut être rédhibitoire.

SEPARATIONS : SCHEMA DE REFERENCE



SEPARATIONS : VARIANTE AU SCHEMA DE REFERENCE



Outre ces acquis qu'il convenait de rappeler, les acquis spécifiques de l'année 1999 ont porté sur :

- la poursuite des études visant à asseoir la faisabilité scientifique des concepts de référence (DIAMEX, SANEX, SESAME, CALIXARENE) notamment avec la mise en service au printemps 1999 d'installations dans ATALANTE (chaînes de cellules blindées), qui permettent de travailler sur des solutions réelles,
- l'intensification des études relatives aux possibilités de séparation de produits de fission ou d'activation à vie longue,
- l'élaboration d'un programme en pyrochimie,
- la poursuite des études de base sur certains phénomènes en extraction par solvant.

Ils sont examinés et évalués dans ce qui suit sans prétendre à l'exhaustivité. Par ailleurs, comme dans ses rapports précédents, la Commission a examiné les recherches en séparation de façon assez détaillée et elle s'attache dans le présent rapport à l'essentiel des résultats.

5.1.3 Le programme PURETEX

Ce programme (CEA-COGEMA) était relatif à l'optimisation des déchets secondaires issus des opérations du cycle du combustible, notamment de retraitement. Il a conduit, comme la Commission l'a souligné, à des avancées techniques dans la gestion des effluents de faible et moyenne activité, la réduction des rejets liquides et gazeux, la décontamination des déchets solides et le traitement des déchets organiques, qui bénéficieront à toutes les opérations de séparation, tant au niveau de leur développement dans ATALANTE que lorsqu'elles seront éventuellement développées au stade industriel. L'évolution de la structuration des programmes du CEA conduit à faire passer ces opérations dans celles concernant le traitement et le conditionnement des déchets et pour celles qui intéressent directement les séparations, dans le programme "Séparations Poussées".

On revient au paragraphe 5.1.5 sur les points concernant le piégeage de l'iode, et du carbone sous forme de gaz carbonique, ainsi que la décontamination des pièges à iode.

5.1.4 Le programme ACTINEX

Une base de données permettant de hiérarchiser les éléments cibles pour les séparations est en constitution et la version en cours a été présentée à la Commission. Elle regroupe des données d'inventaire, de radiotoxicité des isotopes à vie longue et de toxicité chimique des éléments, les périodes de transmutation des radionucléides et des données sur le comportement chimique des éléments. Ces données doivent servir de référence à tous les acteurs de la loi et la Commission considère qu'il s'agit d'un travail important qui doit aboutir le plus tôt possible sous la forme d'un document présentant un point de vue critique (incertitudes). Elle évaluera son contenu ultérieurement.

DIAMEX

Le procédé DIAMEX en est au stade d'optimisation qui est un stade avancé de chimie-génie chimique vers la démonstration de la faisabilité technique (attendue en 2002). Les recherches récentes ont porté sur :

- les capacités de la nouvelle molécule diamide extractante qui a été choisie en 1998 (DMDOHEMA). Son efficacité a été montrée dans des essais sur des solutions réelles permettant de valider l'utilisation de l'acide oxalique pour empêcher l'extraction parasite du zirconium, du molybdène et du fer, voire du ruthénium, avec celles des actinides et des lanthanides. Lors de ces essais en novembre-décembre 1999 avec des mélangeurs-décanteurs (ATALANTE), l'extraction du palladium a été moindre que ne le laissaient prévoir les essais antérieurs de NEWPART. De toute façon, cela ne gêne pas la mise en oeuvre du procédé SANEX qui vise à séparer les actinides des lanthanides,
- le comportement cinétique du ruthénium dans le système d'extraction,
- la mise au point d'un procédé de régénération du solvant. La dégradation hydrolytique et radiolytique du solvant DIAMEX a été caractérisée, d'un point de vue qualitatif puis quantitatif, afin d'être en mesure de définir un traitement adapté à l'élimination des produits formés. Celle-ci est à l'étude. Des traitements simples de lavages successifs acides et basiques semblent efficaces pour autant qu'on sépare les phases par centrifugation.

Les perspectives d'études à court terme visent à proposer un schéma de régénération du solvant et de tester sa faisabilité, d'inhiber l'extraction du palladium et de poursuivre l'étude de la cinétique d'extraction du ruthénium. La mise en œuvre du procédé par exemple avec des extracteurs centrifuges réduirait la

dégradation de l'extractant et il ne semble pas se profiler de grandes difficultés pour cette mise en oeuvre.

Le patrimoine documentaire du procédé DIAMEX est très fourni.

SANEX

La situation n'est pas si simple, aussi trois voies d'études sont-elles menées en parallèle.

La stratégie de base (ou de référence) a pour objectif de réaliser la séparation actinides-lanthanides en aval du procédé DIAMEX par extraction sélective des actinides, sans ajustage d'acidité intermédiaire de la solution aqueuse. Les molécules extractantes susceptibles d'assurer cette sélectivité doivent comporter des atomes donneurs "mous" (atomes d'azote ou de soufre) associés à des atomes donneurs "durs" (atome d'oxygène). Une variante de repli repose sur la même démarche de sélectivité mais avec un ajustement d'acidité par ajout d'un réactif tampon dans la phase aqueuse et une autre, plus élégante, repose sur un concept différent. Elle consiste en une désextraction sélective des actinides d'une phase organique modifiée du procédé DIAMEX. Selon cette variante, la coextraction et la séparation des actinides des lanthanides seraient réalisées en un seul cycle d'extraction liquide-liquide.

Les avancées récentes ont concerné :

- les études de systèmes extractants pour la stratégie de base, menées sur les systèmes trisynergiques à base de ligands azotés, proches des tri-pyridyl-triazines. La mise en œuvre d'un schéma de procédé se heurte à des problèmes hydrodynamiques liés à l'apparition de précipités. Les études vont se poursuivre pour améliorer la stabilité du système biphasé avant de réaliser un essai de validation,
- la découverte des bis-triazine-pyridines (BTP) dans le cadre de NEWPART, signalée ci-dessus, a permis la mise au point d'un schéma de procédé qui, après divers tests, a été mis en oeuvre en mélangeurs-décanteurs au CEA en décembre 1999 sur solutions réelles provenant d'un essai DIAMEX. Ces essais ont été satisfaisants. Un document spécial sur le déroulement de cette expérience a été adressé à la Commission (SEMP/00.079). Toutefois la molécule retenue comme la meilleure des BTP montre une forte sensibilité au phénomène d'hydrolyse, ce qui diminue l'efficacité de l'extraction avec le temps de contact des phases. Cette fragilité doit être comprise pour modifier la

molécule afin qu'elle ait des caractéristiques compatibles avec le développement d'un procédé industriel,

Enfin les développements sur les acides dithiophosphiniques substitués sur lesquels on peut aussi fonder des espoirs se poursuivent en adaptant les molécules et mélanges synergétiques pour pouvoir travailler en milieu acide,

- la recherche de systèmes chimiques permettant l'élaboration d'un schéma de procédé de la variante 1. Après l'essai d'un premier système, des résultats récents semblent montrer une meilleure faisabilité de séparation avec un solvant comportant un bispyridyltriazine substitué en synergie avec l'acide octanoïque et l'acide lactique (voire glycolique) comme tampon. Il est prévu de valider le concept de cette variante 1 par la réalisation d'un essai sur solution simulée d'ici mi-2000,
- les études relatives à la variante 2 (PALADIN) conduisent à un procédé fondé sur l'utilisation pour l'extraction d'un solvant DIAMEX constitué d'un malonamide et de l'acide diéthylhexylphosphorique et pour la désextraction d'une solution aqueuse de polyaminocarboxylate et d'acide citrique. Tous ces réactifs sont communs. Le polyaminocarboxylate complexe sélectivement les actinides dans la phase aqueuse pour les conditions d'acidité qui sont imposées par l'acide citrique (rôle de tampon). La réalisation d'essais sur solutions inactives puis sur solutions simulées a permis une première démonstration de la faisabilité de ce procédé. Un essai sur solution réelle est prévu d'ici fin 2000.

L'expérimentation concernant SANEX est intense. Le devenir de déchets secondaires qui ne répondraient pas au principe de l'incinération totale (principe CHON du CEA) est envisagé.

SESAME

L'option du schéma de référence est la séparation entre américium et curium à la suite de SANEX, avec récupération de l'américium à plus de 99 %, mais une variante est l'extraction de l'américium à partir des solutions renfermant les actinides et les lanthanides à la suite de DIAMEX. Pour ces options (SESAME A et B), l'extraction sélective de l'américium hexavalent par le TBP est proposée. L'oxydation de l'américium trivalent est obtenue par électrolyse en présence du couple médiateur électrochimique argent divalent-argent monovalent et d'un complexant appartenant à la famille des hétéropolyanions lacunaires (tungstophosphate ou tungstosilicate). Parallèlement à ces études, la possibilité

d'extraire directement l'américium sur les solutions de produits de fission du procédé PUREX est également envisagée (SESAME C).

Les différentes actions de 1999 liées au développement de la voie de référence du procédé SESAME ont concerné d'une part la compréhension du mécanisme d'oxydation électrochimique de l'américium dans les milieux mentionnés et d'autre part l'étude de l'extraction par solvant de l'américium oxydé, précédée de celle du cérium tétravalent. Les résultats obtenus ont permis de proposer des lois cinétiques pour dimensionner des électrolyseurs et définir des conditions opératoires pour l'extraction avec des extracteurs centrifuges. En effet, compte tenu de l'instabilité de l'américium hexavalent, tout se joue sur des problèmes de cinétique, étant entendu que les aspects thermodynamiques sont contrôlés.

Un schéma de procédé complet de récupération de l'américium a été testé en chaîne blindée (ATALANTE) sur une solution reconstituée représentative d'une solution de désextraction des actinides et lanthanides provenant du procédé DIAMEX. Cet essai qui utilisait un hétéropolyanion tungstosilicate a donné des résultats très satisfaisants. D'autres essais sont programmés pour 2000.

Une autre voie qui a été étudiée est l'extraction d'un complexe américium tétravalent- hétéropolyanion par une amine primaire. Des tests d'extraction ont été réalisés en extracteur centrifuge. Conjointement, l'extraction des hétéropolyanions a été étudiée dans le but d'envisager un éventuel recyclage de ces composés.

Des études de mécanisme d'oxydation de l'américium soutiennent la mise au point du procédé SESAME ainsi que des développements technologiques particulièrement importants pour sa mise en œuvre.

Autres recherches exploratoires

L'utilisation de calixarènes fonctionnalisés pour séparer les actinides des lanthanides est traitée au paragraphe 5.1.5. Il est aussi possible de séparer américium et curium en traitant les hydroxydes de ces éléments par une solution basique de ferricyanure de potassium. Seul l'américium est solubilisé sous la forme d'un complexe cyané d'américium hexavalent. On a pu récupérer 90% d'américium contenant moins de 0.01% de curium. Cette étude donne lieu à un travail de recherche fondamental très intéressant sur les propriétés redox de l'américium, qui rejoignent celles conduites dans le cadre de SESAME. Au total, le CEA a fait largement avancer la chimie redox de cet élément. Les études sur l'utilisation de matériaux imprimés pour reconnaître sélectivement les lanthanides et les actinides ont été présentées dans le rapport n° 5.

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

La hiérarchisation des radionucléides à vie longue a conduit le CEA à s'intéresser à d'autres éléments en plus de l'iode, du technétium et du césium. Ces éléments supplémentaires sont soit abondants dans les combustibles usés, comme le zirconium ou le palladium à cause de la présence de zirconium 93 et de palladium 107, soit particulièrement mobiles, comme le chlore ou l'étain voire le sélénium (à cause de la présence de chlore 36, d'étain 126 et de sélénium 79). Les données relatives au comportement de ces radionucléides sont insuffisamment connues. La poursuite de ce travail de hiérarchisation devrait permettre de définir, le cas échéant, une liste consolidée d'éléments qui pourraient faire l'objet de recherches. En l'état actuel, les recherches portent seulement sur le césium, le technétium et l'iode.

Césium : Programme CALIXARENE

La faisabilité scientifique du concept d'extraction sélective du césium par des calixarènes couronnes (mono ou di-couronnes), à partir des solutions de produits de fission des procédés PUREX ou DIAMEX, a été validée en 1995.

La démonstration de la faisabilité technique, attendue avant 2005, est en cours. Pour cela un couple extractant-diluant a été défini, mais il faut encore l'optimiser, ce qui est prévu pour fin 2001. Le schéma de procédé à l'aide d'extracteurs centrifuges a été testé, notamment du point de vue hydraulique et est prêt à être utilisé sur des solutions simulées dans l'installation Chicade de Cadarache (début 2000), puis réelles dans ATALANTE (fin 2000). La dégradation de la phase organique sous radiolyse, qu'il est nécessaire de connaître pour la gestion du solvant (incidence sur le procédé, régénération, gestion en tant que déchets) a débuté. Les premiers résultats montrent une bonne résistance. La synthèse des calixarènes se fait à l'échelle du kilogramme.

La séparation du césium s'inscrit dans le concept Séparation-Conditionnement.

Les calixarènes se sont avérés être des molécules-support remarquables pour organiser la disposition stéréochimique des extractants des actinides, voire d'autres éléments (par exemple le césium si on greffe un ou deux éthers couronnes sur un calixarène), conduisant ainsi à des calixarènes fonctionnalisés spécifiques pour la séparation de ces éléments. A ce titre, la potentialité des macrocycles calixarènes-phosphine de carbamoyl est examinée très en détail pour la séparation des actinides en une seule étape à partir de milieux acides (100 molécules synthétisées) et les calixarènes-amides pour l'extraction du strontium. Cette possibilité d'extraire

sélectivement les actinides reste pour l'instant une voie alternative aux procédés de référence sans étude de développement de procédé. Les calixarènes couronnes montreraient des capacités pour la séparation isotopique des isotopes du césium.

Ces recherches sont soutenues par des modélisations moléculaires approfondies (dynamique moléculaire seule ou associée à la mécanique quantique). Elles visent à comprendre les phénomènes d'extraction et de sélectivité mais surtout à aider à la pré-sélection des molécules extractantes dans les nombreuses séries, *a priori* possibles pour fonctionnaliser les calixarènes. Elles sont conduites en collaboration avec des chimistes théoriciens de Nancy dans le cadre de PRACTIS, qui travaillent actuellement sur les macrocyles extrayant le césium.

La recherche en 1999 pour l'extraction du césium a surtout porté sur la recherche d'un diluant obéissant à des critères d'ingénierie et de sûreté industrielle. C'est possible en utilisant le diluant du procédé PUREX auquel on ajoute des modificateurs par exemple des monoamides, qui apparaissent aujourd'hui bien meilleurs que les organophosphorés comme le tributyl phosphate, largement utilisé à la Hague pour la séparation des actinides. Pour les autres domaines (séparation des actinides et séparation isotopique), les recherches se poursuivent normalement. Il faut noter que les calixarènes sont l'objet de développements à l'étranger notamment aux Etats-Unis, orientés vers le traitement d'effluents liquides, comme c'était le cas en France il y a quelques années. On notera l'évolution accomplie. Le CEA et les laboratoires français sont associés à ces recherches. Un programme européen existe dans le cadre du 5ème PCRD, conduit par le CEA. De nombreux brevets ont été pris dans le domaine de la séparation par calixarènes et de nombreuses publications accompagnent ces travaux proches de la recherche fondamentale.

Technétium

Un programme de recherches a été amorcé pour explorer les possibilités d'une dissolution quantitative du technétium présent dans le combustible usé, la part non dissoute étant évaluée à environ 10 à 15 % pour un combustible UOX standard. Il se trouve dans les fines de dissolution sous forme d'alliage avec le ruthénium, le palladium le rhodium et le molybdène. Les études portent pour l'instant sur le technétium métallique.

Iode

Le bilan de la répartition de l'iode dans les divers flux du procédé PUREX (usines UP2 et UP3 de la Hague) a été présenté par COGEMA. Les quantités d'iode

mesurées et rapportées aux valeurs calculées pour les combustibles usés sont de 97 % pour le piégeage dans la soude lors du lavage des gaz de dissolution avant rejet en mer et de 1 à 2 % pour le piégeage dans les filtres solides. Le pourcentage fixé dans les coques est de 0,2 à 0,3 % et celui rejeté à l'atmosphère est de l'ordre du pour-cent. Toutefois ces chiffres ne sont au mieux connus qu'à 10 % près (30 % pour les filtres).

L'objectif de la recherche pour la récupération de l'iode est double. Il s'agit d'une part d'accroître le taux de récupération de 97 % à 99 % puis dans une deuxième étape à 99,5 %, et d'autre part de purifier l'iode récupéré en le séparant du carbone 14 lui-même piégé en partie dans la soude. Cela pourrait être nécessaire en cas de transmutation de l'iode 129, qui représente environ 80% de la masse d'iode produite par fission, le reste étant de l'iode stable. Pour cela il faut consolider le bilan qualitatif et quantitatif en iode dans le procédé, récupérer de façon poussée l'iode des filtres et renforcer la sélectivité du procédé de piégeage.

A cet égard, le piégeage, par des solutions de nitrate d'hydroxylamine, de l'iode et de l'acide nitreux, tous deux produits avec d'autres gaz comme le gaz carbonique lors de la dissolution des combustibles, doit être testé en vraie grandeur. La décontamination des filtres à iode est acquise. Elle donnerait un déchet stockable en surface. Fin 2001 toutes les actions devraient avoir abouti.

Dans cette perspective la Commission se préoccupe du devenir des quelques colis de pièges à iode déjà cimentés.

Carbone

Le gaz carbonique contenant du carbone 14 peut être piégé dans une solution de soude. Toutefois, lors de la dissolution du combustible, il se forme aussi des acides organiques au sein de l'acide nitrique et dont on ne connaît pas le devenir dans les étapes ultérieures du procédé PUREX. C'est le sujet des études qui ont été lancées en partant de la dissolution de carbures de métaux de transition dont on soupçonne l'existence dans le combustible. Il pourrait y avoir d'autres composés, éventuellement du carbone élémentaire.

Eléments autres que iode, carbone, césium et technétium

Les autres éléments ont été évoqués au début du présent paragraphe. L'objectif des études est de mieux cerner le comportement de ces éléments au cours des étapes du procédé PUREX afin de proposer des principes de séparation.

Le programme qui est mené depuis 1999 comprend des études expérimentales dont les résultats devront être confrontés à des mesures issues du retour d'expérience industrielle de la Hague. Ces recherches nécessitent l'amélioration des connaissances sur la chimie de ces éléments dans les conditions du retraitement, qui est loin d'être connue, et la comparaison entre les valeurs issues des codes de calculs et la réalité. Les premières études ont porté sur l'étain et le palladium.

Il est prévu que la recherche dans ce domaine soit intensifiée, ce que la Commission encourage.

5.1.6 Autres recherches en séparations poussées : Pyrochimie

Jusqu'en 1998, le CEA a conduit des recherches en pyrochimie dans le cadre du programme PYREX qui visait à l'extraction des actinides mineurs des produits de fission à vie longue des calcinats de produits de fission du procédé PUREX, avant que ceux-ci ne soient vitrifiés. La Commission a rendu compte des expériences conduites et des résultats encourageants obtenus.

Le CEA a réorienté son programme de séparation par voie sèche en 1999 pour l'élargir et le centrer vers le traitement de combustibles spéciaux (recyclage homogène) et de cibles (recyclage hétérogène) pour la transmutation, et l'a présenté à la Commission le 8 septembre 1999. L'apport de la pyrochimie en ce qui concerne la récupération des radionucléides à vie longue des calcinats sera évalué. Ce changement de portée apparaît, aux yeux de la Commission, cohérent avec un éventuel traitement qui pourrait être réalisé par voie aqueuse des calcinats conditionnés, évoqué au chapitre 2 de ce rapport.

Le CEA a édité un rapport très complet portant d'une part sur les possibilités de séparation par pyrochimie pour la transmutation en couvrant l'analyse de tous les travaux réalisés dans le monde et, d'autre part, sur son programme (version française PG-DRRV/DIR/99-08 et anglaise PG-DRRV/DIR/00-92)

Ce programme vise à acquérir d'ici à 2006 le maximum de données concernant la chimie et l'électrochimie des éléments constitutifs des combustibles et des cibles irradiés, dans les chlorures et fluorures fondus et dans les systèmes biphasés fluorures fondus - métaux fondus. C'est un programme à vocation d'évaluation. Il s'agit, jusqu'à cette date, d'expériences à l'échelle du laboratoire accompagnées de développements technologiques appropriés.

Les trois premières années du programme, 1999-2001, concernent des études exploratoires et des études fondamentales pour sélectionner des options sur lesquelles des études appliquées seront conduites pendant trois ans, avant de passer à des expérimentations démonstratives, dans des cellules blindées d'ATALANTE, sur des cibles irradiées dans Phénix. Ces dernières expériences pourraient avoir lieu après 2006. Parallèlement, des études de scénarios (séparation, transmutation, fabrication) accompagnent ce programme expérimental pour définir quels pourraient être les objets à traiter (métaux, oxydes) pour recyclage.

Par études exploratoires, le CEA entend celles qui visent à consolider les connaissances sur les opérations unitaires nécessaires pour développer un concept : extraction liquide-liquide (fluorures fondus-métal liquide, concept PYREX), électrolyse (chlorures fondus, concept ANL – voir chapitre 8 et annexe 3) et précipitation sélective (chlorures fondus).

Un laboratoire a été installé dans ATALANTE avec l'assurance d'un développement soutenu pour les années qui viennent. La Commission apprécie le regain de dynamisme d'un secteur de la chimie qui tendait à perdre ses spécialistes.

Par études appliquées, le CEA entend des essais d'intégration des opérations unitaires sur échantillons actifs reconstitués. Enfin, par étude fondamentale, il entend spéciation et propriétés redox des éléments, mesure des coefficients de distribution, modélisation et constitution d'une base de données.

Le CEA conduit ses recherches en coopération avec les GdR PRACTIS (atelier pyrochimie en mai 99, suivi d'un programme spécifique en recherche fondamentale) et GEDEON (atelier en 1998) et avec les autres laboratoires étrangers engagés dans cette voie (voir chapitre 8).

En 1999, les expériences au CEA ont porté sur le plutonium et l'américium.

L'effort français de recherche en pyrochimie s'inscrit de façon modeste dans les recherches conduites au niveau international, comme il est discuté dans le chapitre 8 et l'annexe 3, mais elles s'inscrivent bien dans les orientations scientifiques apparues ces dernières années. Le programme du CEA a d'ailleurs été établi sur la base d'une étude complète de la situation internationale et de visites à l'étranger (Russie, Etats-Unis et Japon).

Les potentialités de la pyrochimie sont intéressantes. Il existe une certaine souplesse provenant du comportement chimique des éléments dans les milieux

fondus, par exemple les changements redox sont faciles, et provenant de l'utilisation de différentes techniques (volatilisation, extraction liquide-liquide entre sels et métaux fondus ou entre sels immiscibles, électrométallurgie et précipitations sélectives ou non). Cette souplesse permet des séparations d'éléments ou de groupes d'éléments sur des matières dont la radioactivité intense écarte toute idée d'un traitement par voie aqueuse.

COGEMA estime que les procédés pyrochimiques sont compliqués et difficiles à mettre en œuvre, mais se situe néanmoins en observateur intéressé des recherches.

Le programme pyrochimie qui vient d'être mis en place tient compte du caractère ouvert des options en matière de transmutation, même s'il est orienté au départ vers un recyclage des cibles d'irradiation.

La Commission constate que les progrès qui ont été réalisés aux Etats-Unis et en Russie ont soutenu des projets concrets. Elle souhaite que les recherches en France puissent converger, comme l'annonce le CEA, vers une application à des cibles irradiées et puisse porter, dans l'attente de cette éventualité, sur des matières radioactives représentatives.

5.1.7 Conclusion sur les études de séparation poussée

Deux dates-clés ont été identifiées pour la séparation des actinides mineurs, de l'iode, du technétium et du césium par des procédés de type hydrochimique, 2001 pour la démonstration de la faisabilité scientifique, c'est à dire de la validation de l'ensemble des concepts de base, et 2005 (ou avant) pour la faisabilité technique c'est à dire la mise au point et la qualification des procédés correspondants. Par exemple ce pourrait être 2002 pour DIAMEX et 2003 pour le neptunium.

Aucune date n'est avancée pour la séparation des autres éléments.

L'état d'avancement à ce jour des recherches ayant conduit à des procédés est le suivant :

<u>Séparation de l'américium, du curium et du neptunium</u>

Pour le procédé DIAMEX le concept est validé depuis 1994 par des essais de laboratoire sur solutions réelles et est en cours d'optimisation (formule de l'extractant, gestion de produits de fission particuliers, étude de la régénération du solvant).

Pour le concept SANEX, les essais de diverses options (BTP, CYANEX, autres) sur des solutions simulées et depuis 1999 sur des solutions réelles ont conduit à des résultats encourageants dans la perspective de la faisabilité scientifique d'un procédé en 2001 ; en particulier, des facteurs de séparation actinides-lanthanides élevés ont été mis en évidence.

Pour le procédé SESAME, les expérimentations préliminaires sont concluantes sur l'ensemble des opérations élémentaires (élimination préalable d'éléments gênants, oxydation et extraction sélective de l'américium). Il reste toutefois à apprécier les performances de récupération de l'américium en configuration représentative.

La validation de la possibilité d'une extraction accrue du neptunium lors du premier cycle du procédé PUREX est acquise depuis 1995 et un schéma de procédé a été proposé. Son optimisation demande encore des études sur la chimie redox du neptunium en milieu biphasé.

La séparation des actinides les uns des autres est visée à 99,9 %, comme cela est le cas pour l'uranium et le plutonium, mais avec des puretés non encore précisées. Une variante consisterait à ne récupérer que l'américium et le neptunium.

Séparation de l'iode

La récupération de l'iode dans les effluents gazeux du procédé PUREX est acquise à mieux que 97 %. Les études se poursuivent pour affiner le bilan et évaluer les moyens d'accroître le taux de récupération. Deux paliers paraissent accessibles avec des développements complémentaires moyennant évolution du procédé : 99% et 99.5 %.

Séparation du technétium

La possibilité de récupérer à 95 % la fraction de technétium mise en solution dans le procédé PUREX est acquise. Des études sont menées sur la récupération du technétium inclus dans les fines de dissolution.

Séparation du césium

Les potentialités des calixarènes pour l'extraction sélective du césium ont été prouvées lors de l'essai sur solutions réelles réalisé en 1995. La formulation du système extractant a été adaptée pour sa mise en œuvre dans des contacteurs liquide-liquide et les premiers essais en extracteurs centrifuges de laboratoire sur solutions simulées sont en cours.

La poursuite des études doit se développer de façon intensive dans les deux années à venir dans les installations d'ATALANTE. Elles devraient conduire à la validation définitive et à la sélection des concepts avant 2001.

Recherche fondamentale

Toutes les études du CEA sur la séparation sont accompagnées et enrichies sans exception par des développements théoriques conduits par le Laboratoire de chimie théorique de la Direction du cycle du combustible et par le laboratoire de reconnaissance ionique de la Direction des sciences de la matière dont l'objectif est d'interpréter des résultats observés et d'orienter la recherche de nouvelles molécules ou de nouveaux systèmes extractants.

La première étape est le calcul des propriétés structurales, électroniques ou thermodynamiques des molécules libres ou des complexes formés avec des lanthanides ou des actinides. La seconde est la recherche de relation entre la structure de la molécule (ou les grandeurs calculées qui lui sont liées) et ses propriétés de séparation.

Les outils de chimie théorique utilisés sont les méthodes de chimie quantique qui permettent d'approcher la structure électronique des édifices considérés et d'étudier les interactions entre les molécules extractantes et les espèces à extraire et les méthodes de mécanique ou de dynamique moléculaire qui permettent de décrire des systèmes complexes tels que les solutions contenant les éléments à séparer.

Les recherches expérimentales fondamentales de 1999 ont porté sur la spéciation et la structure des espèces tant en phases organiques qu'en phases aqueuses, via des mesures directes ou sur des phases solides isolées des solutions, sur la nature de la troisième phase lors de l'extraction par les diamides et sur les cinétiques de partage. Elles alimentent les recherches théoriques.

Tous les systèmes d'extraction par solvant sont des systèmes chimiques compliqués. Les études sont très approfondies et sont conduites avec les meilleures techniques d'investigation de la liaison chimique. Elles sont pour la plupart publiées dans la littérature ouverte et les travaux français en séparation sont bien connus à l'étranger.

5.1.8 Recommandations sur les études de séparation poussée

La Commission prend acte des progrès réalisés dans les principaux programmes de référence qui ont conduit, à partir de recherches de laboratoire, à des schémas de procédés de séparation dont certains sont assez avancés, comme le montrent les essais de séparation sur des solutions représentatives de celles qui pourraient être à traiter à l'avenir. Elle note le souci constant du CEA de les inscrire dans une perspective industrielle avec notamment la minimisation de production de déchets secondaires.

La Commission prend également acte que des recherches exploratoires de laboratoire sur les produits de fission (et d'activation) autres que l'iode, le césium et le technétium ont commencé. Elle souhaite que l'intensification des recherches dans ce domaine, qui est annoncée pour les années à venir, se concrétise.

L'extension des recherches en pyrochimie pour couvrir le traitement de cibles d'irradiation paraît une bonne orientation. La pyrochimie implique la maîtrise de la technologie des hautes températures que le CEA et l'industrie nucléaire possèdent. La Commission encourage la montée en puissance des recherches de séparation par voie sèche pouvant aider à la reprise de déchets conditionnés ou de calcinats conditionnés (voir chapitre 2).

Les progrès réalisés ou escomptés avec confiance en séparations poussées devraient dès maintenant inciter les industriels à examiner les suites à leur donner. La Commission souhaite connaître leur point de vue.

5.2 LA TRANSMUTATION ET LES SYSTEMES HYBRIDES

5.2.1 La documentation et les principaux acquis de 1999 – 2000

Les principaux résultats concernant la transmutation, présentés et commentés dans le présent rapport, s'appuient sur le rapport d'activité du CEA, coordonnateur des axes 1 et 3, pour l'année 1999, ainsi que sur les quatre auditions suivantes : 1er décembre 1999 (programme EFTTRA , préparation du 5ème PCRD), 12 janvier 2000 (gestion du combustible MOX, GEDEON), 25 janvier 2000 (systèmes hybrides spallation/fission – dossier technique de motivation), 3 février 2000 (étude des scénarios de mise en œuvre de l'axe 1 – concepts TASSE et AMSTER – dossier technique de motivation du démonstrateur de systèmes hybrides).

Par ailleurs, la Commission a pris connaissance des efforts menés au plan international durant cette période. La manifestation scientifique la plus marquante a été la conférence internationale GLOBAL'99 " Nuclear Technology – Bridging the Millennia " qui s'est tenu à Jackson Hole, Etats-Unis, en août 1999. Cette conférence, qui englobe l'ensemble des techniques nucléaires, a réservé une large place à la transmutation ainsi qu'aux systèmes innovants qui s'y rattachent, et l'on doit noter une contribution importante de la part d'équipes de recherche française (18 communications). Plus spécialisée, la 3ème Conférence Internationale sur les Technologies de la Transmutation par Accélérateur et leurs Applications s'est tenue à Prague (7 - 11 juin 1999).

On doit également noter la publication de deux importants rapports durant cette période. Le premier (Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, OCDE-AEN) fait état d'une évaluation effectuée par un groupe d'experts depuis 1996 de l'état des connaissances scientifiques et techniques dans le domaine couvert par l'axe 1. Une synthèse de ce travail a été présentée par L.H. Baetslé (SCK-CEN-Belgique) à la conférence Euradwaste - Radioactive waste management strategies and issues - organisée par la Commission européenne à Luxembourg les 15-18 novembre 1999, ainsi que devant la Commission, le 27 janvier 2000. Le second document, " A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Technology " d'octobre 1999, est un rapport au Congrès du Department of Energy (DOE) des Etats-Unis. Fruit d'un travail d'experts et de laboratoires nationaux du DOE, ce rapport concerne le projet éventuel d'un système sous-critique de transmutation assistée par accélérateur (ADS). Il a pour objet d'identifier les problèmes techniques à résoudre et l'impact qu'aurait un tel système sur les déchets engendrés par le programme électronucléaire américain, puis de proposer un calendrier, un programme avec une estimation de coûts et un cadre de collaboration internationale (voir chapitre 8).

Depuis le rapport n° 5 de la Commission, on peut identifier les faits marquants suivants, tels qu'ils se dégagent des quatre auditions mentionnées ci-dessus :

1. les résultats obtenus par la collaboration européenne EFTTRA (Experimental Feasibility of Targets for TRAnsmutation), notamment à l'issue du 4ème PCRD (Programme Cadre de Recherche et Développement de l'Union Européenne) et les perspectives de ces études en relation notamment avec le redémarrage repoussé au début 2001 du réacteur d'irradiation en neutrons rapides PHENIX.

2. Les propositions relatives à la transmutation élaborées pour la partie Euratom du 5ème PCRD dans le cadre de l'action " Fission Nucléaire " (thème Sûreté du Cycle du Combustible) et la réponse de la Commission à ces propositions.

3. La montée en puissance de certains programmes expérimentaux relatifs aux systèmes hybrides menés dans le cadre de GEDEON : études-systèmes avec les programmes MEGAPIE pour la cible de spallation et IPHI pour l'accélérateur de protons de haute intensité, études de base avec les programmes relatifs aux données nucléaires notamment le démarrage prochain de l'installation nTOF (Neutron Time Of Flight) au CERN.

4. L'activité nationale et internationale visant à proposer au plan européen un démonstrateur de système hybride (mise en place d'une structure de coordination CEA-CNRS pour définir dans un premier temps un " dossier de motivation, élargissement du Technical Working Group à 6 nouveaux partenaires européens).

5. La mise en place par le CEA d'une base de données regroupant en sept domaines (dont la transmutation) les connaissances concernant une liste exhaustive de radionucléides à vie longue, cette base étant destinée à être périodiquement remise à jour.

6. Les premiers résultats (bilans massiques, radio-toxicité des déchets produits) des cinq études de scénarios de transmutation (trois faisant appel à des technologies connues et éprouvées, deux à des technologies innovantes) et qui doivent être finalisées en 2001.

7. La présentation de deux nouveaux concepts de systèmes de transmutation et de production d'énergie " propre ", c'est-à-dire minimisant la production d'actinides. Ceux-ci mettent en œuvre un réacteur à sels fondus : concept AMSTER en réacteur critique et à neutrons thermiques utilisant un combustible à uranium enrichi et concept TASSE en système hybride à neutrons rapides utilisant un combustible au thorium.

5.2.2 L'état des travaux concernant la transmutation en réacteurs critiques

Dans son rapport précédent, la Commission a fait état des études concernant la transmutation en réacteurs critiques (modélisation des propriétés des cœurs, études expérimentales sur combustibles et cibles, physique de base). Ces études se poursuivent et c'est essentiellement sur deux points que l'on va ici s'attarder :

- les études en irradiation ;

- le concept AMSTER de réacteur à sels fondus présenté par EDF.

A) Les études en irradiation

La connaissance des propriétés et du comportement sous irradiation de cibles ou de combustibles destinés à la transmutation en réacteur critique ou non est essentielle pour toute évaluation de faisabilité industrielle. Ceci est particulièrement vrai pour les combustibles fortement chargés en actinides mineurs en absence de tout autre corps significativement actif du point de vue des neutrons (en particulier uranium ou plutonium). Ces combustibles sont destinés à une irradiation prolongée (au moins 10 ans) en un seul passage en réacteur avant mise aux déchets. De telles cibles doivent satisfaire un certain nombre de critères physiques et trois types sont à l'étude : composés d'actinides purs (oxyde, nitrure, carbure), mélanges mixtes de type CERCER (céramique d'actinide dans céramique " inerte ") ou CERMET (céramique d'actinides dans métal). Ces études sont menées depuis 1992 dans le cadre de la collaboration EFTTRA entre des organisations de recherche de France (CEA, EDF), Pays-Bas (NRG et IAM Petten) et Allemagne (FzK, ITU-Karlsruhe) et ont reçu un soutien du 4ème PCRD. Elles portent sur de nouvelles méthodes de fabrication de cibles pour la transmutation (iode, technétium et américium), la mise en œuvre de leur irradiation à Phénix (neutrons rapides), HFR et Osiris (neutrons lents), des examens post-irradiation et de leur interprétation (aspects matériaux, aspects taux de transmutation).

Les études concernant le technétium (fabrication à ITU et irradiation dans HFR) indiquent que sa transmutation sous forme métallique est techniquement réalisable, du moins jusqu'à un taux de transmutation de 16 %. Des études de transmutation de technétium sur support thermalisant (la transmutation est optimum en neutrons épithermiques) sont prévues à Phénix. On rappelle que la séparation chimique du technétium au niveau du retraitement est pratiquement opérationnelle.

L'irradiation de l'iode est plus complexe en raison de la faible stabilité thermique de ses composés et de leur interaction chimique avec la gaine. Des irradiations de composés binaires (iodure de cérium, iodure de plomb) choisis en raison de leurs points de fusion élevés, ont révélé des problèmes de corrosion et de manipulation. Des irradiations sont également programmées à Phénix, conjointement avec celles du césium. Il n'est à ce

stade nullement démontré que la transmutation de l'iode soit faisable au plan opérationnel et de la sûreté, contrairement à son extraction au niveau du retraitement.

Il semble que les études concernant la transmutation de l'américium soient essentiellement au stade de la définition d'un composé, de sa méthode de fabrication comme conséquence des premiers résultats obtenus en irradiation. On s'oriente vers l'inclusion d'une céramique oxyde d'américium dans une autre céramique, comme la spinelle d'aluminate de magnésium ($MgAl_2O_4$). L'irradiation menée à HFR pendant une année à pleine puissance a montré un taux de transmutation de 96 %, dont 28 % par fission, l'apparition de dommages liés à la production d'hélium (fort gonflement) et aux produits de fission. Ces résultats devraient conduire à améliorer le concept de combustible composite (taille des inclusions d'américium dans la céramique hôte, rétention ou relâchement de l'hélium formé) en vue d'autres irradiations dans HFR et Phénix. On rappelle par ailleurs que la faisabilité industrielle de l'extraction de l'américium lors du retraitement par voie hydrométallurgique devrait être établie par le CEA d'ici 2005.

En conclusion, la Commission souhaiterait obtenir des détails plus précis sur l'état des études d'irradiation menées dans le cadre d'EFTTRA et de celui d'autres programmes. Compte tenu du nouveau retard pris par le démarrage du 51ème cycle d'irradiation de Phénix prévu maintenant en 2001, elle souhaite connaître :

- l'incidence de ce retard sur le déroulement du programme d'irradiation de juillet 1998 tel qu'il apparaît dans le 4ème rapport de la Commission (page 92) ;
- au cas où cela s'avèrerait nécessaire, le classement des expériences d'irradiation en fonction de leur priorité pour l'axe 1 (aval du cycle et matériaux) et le degré de préparation de ces expériences et des procédures d'autorisation ;
- la stratégie que propose le CEA à plus long terme pour l'utilisation du GANIL, du réacteur Jules HOROWITZ en projet et de réacteurs à l'étranger (Pays-Bas, Japon, Russie) ou de Phénix au-delà de 2004, ainsi que la pertinence de ces moyens d'irradiation pour l'axe 1 (importance des neutrons rapides).

B) Le concept AMSTER

Un nouveau concept de réacteur critique capable de stabiliser le stock des transuraniens (Np, Pu, Am et Cm) d'un parc de réacteurs à eau pressurisée, comme celui de EDF, a été étudié à la Direction des Etudes et Recherches de EDF et présenté à la Conférence GLOBAL'99. L'utilisation d'un réacteur utilisant un combustible « circulant » comme c'est le cas pour les sels fondus, ouvre des possibilités très favorables aussi bien à l'incinération qu'à la production d'énergie :

- un retraitement en ligne grâce à la possibilité de soutirer et d'ajouter du combustible en ligne (ajustement de la réactivité en ligne, par retrait des produits de fission et ajout de matières fissiles),
- des longueurs de cycles d'irradiation très nettement supérieures à celles qui sont atteintes avec les combustibles solides (absence de gaine),
- pour le combustible, des temps de séjour hors irradiation réduit (absence de recyclage lié à des opérations de retraitement hors-ligne et de fabrication de combustibles).

Par ailleurs, l'utilisation d'un spectre à neutrons thermiques a pour effet de réduire l'inventaire des matières nucléaires dans le réacteur, notamment celui des transuraniens. Le concept AMSTER est fondé sur un réacteur à sels fondus fonctionnant avec des neutrons modérés au graphite. Il peut fonctionner selon deux modes :

- le mode incinérateur, pour lequel on charge le réacteur avec un stock externe de transuraniens en provenance par exemple de réacteurs REP d'un parc électronucléaire,
- le mode auto-consommateur, pour lequel les transuraniens sont créés et détruits à l'intérieur du réacteur, conduisant à l'établissement d'un inventaire d'équilibre.

Le maintien de la réactivité est assuré, dans les deux cas, par le chargement à intervalles réguliers d'uranium 235, sur support d'uranium 238 (uranium enrichi) ou sur support de thorium (mélange uranium enrichi, thorium).

Associé à un parc de REP, le premier mode permet d'incinérer les combustibles usés dont la totalité, à l'exclusion de la gaine et des structures, est mise sous forme de sels fondus en consommant éventuellement de

l'uranium naturel (via un enrichissement). Lorsque ce stock est épuisé, suite à une substitution progressive des REP par des réacteurs AMSTER, on passe en mode auto-consommateur de production d'énergie. Un inventaire d'équilibre de transuraniens (essentiellement plutonium) est alors atteint et l'on peut dans une troisième phase, si on le souhaite, le réduire par réduction progressive du nombre de réacteurs AMSTER. Les premiers calculs indiquent des performances prometteuses en termes de déchets, apparemment supérieures à ce que l'on obtient avec d'autres concepts dont la Commission a eu connaissance : un taux de rejet de transuraniens aux déchets très faibles (70 g par TWhé avec un facteur de séparation de 10^{-4} que l'on pourrait atteindre en pyrochimie, inventaire en transuraniens à l'équilibre de l'ordre de 100 tonnes pour un parc de 60 GWe produisant 400 TWhé/an). On note également que ce concept est fondé sur une chimie amont et aval localisée près du réacteur, ce qui a pour conséquence de limiter les transports.

La Commission soutient l'exploration de systèmes critiques innovants avec combustible " circulant ", comme le concept AMSTER ; elle recommande que ces premières études soient approfondies, notamment sous l'angle de la faisabilité technique des opérations chimiques portant sur le combustible (mise en sels fondus des oxydes constituant le combustible usé, extraction du sel usé de l'uranium et des produits de fission, gestion à l'arrêt).

5.2.3 Les recherches de base sur les systèmes hybrides

Les recherches de base sur les systèmes hybrides menées entre le CEA, le CNRS et EDF s'inscrivent dans le GdR GEDEON et font intervenir les disciplines et techniques suivantes : la physique nucléaire, les matériaux, les accélérateurs de particules et la neutronique d'un massif sous-critique. Les principaux résultats ont été exposés devant la Commission lors de l'audition du 12 janvier 2000. Les études concernant les scénarios sont discutées au § 5.2.4.

A) <u>Les études de physique nucléaire</u> liées à la cible de spallation visent plusieurs objectifs :

- déterminer les caractéristiques des neutrons émis par la cible de spallation en vue de bien décrire la neutronique et la puissance du massif sous-critique constituant le système hybride. Il s'agit d'abord des mesures en cible épaisse de multiplicité de neutrons (nombre de neutrons sortant de la

cible de spallation par proton incident) et de leurs distributions en angle et en énergie. Les premières ont été étendues vers les basses et les hautes énergies (100 et 4000 MeV) et à d'autres matériaux de cible que le plomb (tungstène et mercure). On dispose aujourd'hui de nombreux résultats expérimentaux fiables recueillis auprès d'accélérateurs de haute énergie comme SATURNE, GANIL, COSY qui constituent un jeu de données suffisant pour la description de la source de neutrons de spallation.

- fournir des données nucléaires nécessaires à l'évaluation du comportement des matériaux intervenant dans la constitution de la cible (fenêtre en acier, cible en plomb (ou plomb-bismuth) liquide et son récipient). Il en est ainsi des mesures des résidus de spallation formés à l'intérieur de la cible de spallation et de la fenêtre. Ces données sont essentielles pour évaluer les dommages aux matériaux, la puissance résiduelle et les aspects irradiation et radio-toxicité des cibles. D'importants travaux se poursuivent auprès de l'accélérateur de GSI à Darmstadt par cinématique inverse. Les mesures de section efficace à 800 MeV/A sur le plomb et l'or ont été obtenues avec 10 % de précision. Ce programme expérimental doit se poursuivre avec l'importante réaction p + Fe, dont les résultats permettront de déduire directement la production d'impuretés de spallation dans la fenêtre séparant l'accélérateur de la cible. Par ailleurs, des mesures de production d'hydrogène ou d'hélium, induite par des protons et des neutrons, sont utiles pour prédire le comportement des matériaux sous-irradiation (phénomènes de gonflement, déplacement d'atomes).

- améliorer la description des phénomènes par les codes de calcul en les contraignant par des données obtenues en cibles minces. Des progrès significatifs ont été obtenus dans ce domaine, puisque certains modèles couramment utilisés jusqu'à ce jour ont pu être exclus. On notera de plus que les mesures citées plus haut concourent également à mieux caler les modèles utilisés dans les codes de calcul. C'est dans cette optique également que se situe le programme de mesures de réactions inclusives menées auprès des accélérateurs de Louvain (CYLONE), Uppsala (TSL) et Groningen (AGOR) visant à étendre de 20 à 200 MeV les banques de données nucléaires actuelles. Il est à noter que ces programmes expérimentaux s'inscrivent dans les activités " banques de données nucléaires " de l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE et ont reçu un soutien effectif aussi bien des comités scientifiques institués auprès des accélérateurs concernés par ces

expériences que de la commission européenne qui finance le programme HINDAS correspondant du 5ème PCRD.

B) Un important programme de base relatif aux matériaux a été initié à la fin de 1996

Il s'agit d'étudier la compatibilité des matériaux de structure avec la cible liquide de plomb (ou Pb-Bi) du point de vue des phénomènes de corrosion et de fragilisation, ainsi que les effets d'irradiation des protons et des neutrons aux énergies rencontrées avec les systèmes hybrides dans les matériaux de structure. Le but de ces études est de démontrer la faisabilité d'une cible de spallation dans son contexte réel (température, contraintes thermiques, circulation du métal lourd constituant la cible....). Ce programme de base sera complété par des mesures sous irradiation LiSoR (irradiation d'échantillons aux protons de 72 MeV du cyclotron de PSI) puis MEGAPIE. Ces études sont menées entre des laboratoires du CEA et du CNRS, la plupart dans le cadre de collaborations internationales. Elles participent aux actions du 5ème PCRD dans le cadre de 2 programmes (TECLA et SPIRE) qui ont reçu un soutien de la Commission. Toutes ces études sont en cours et se focalisent sur des nuances d'aciers martensitiques à 7-9 % de chrome, ces aciers apparaissant comme les matériaux de base les plus prometteurs du point de vue de la corrosion et de la fragilisation.

Le fait le plus marquant est l'initiative MEGAPIE destinée à concevoir, construire et expérimenter une cible de 1 MW, en utilisant le faisceau de l'ordre de 1,5 mA de proton de 600 MeV du cyclotron de PSI à Villigen (Suisse). Il s'agit d'une collaboration entre CEA, CNRS, FZK (Allemagne), SCK (Belgique), ENEA (Italie) et PSI (Suisse) qui doit durer 6 ans jusqu'en 2006 avec un budget prévu de 36 MF.

C) Les études concernant l'accélérateur linéaire de haute intensité, un autre sous-ensemble important d'un système hybride, sont menées en France dans le cadre du programme IPHI entre le CEA-DSM (Saclay) et le CNRS-IN2P3 (Orsay, Grenoble depuis 1999). Rappelons que IPHI comporte deux parties :

- la construction d'un ensemble source capable de délivrer une intensité de 100 mA de protons à 10 MeV ; cet ensemble comprend la plate-forme de source SILHI à 100 kV (aujourd'hui opérationnelle), une cavité radio-fréquence quadripolaire (RFQ) composée de 8 tronçons (passage de 100 keV à 5 MeV) dont la commande a été passée en 1999 et qui devrait être livrée

dans sa totalité d'ici à fin de 2002, un ensemble Drift-Tube Linac (DTL) - (passage de 5 MeV à 11 MeV) dont la première partie courte est en construction pour être essayée au CERN après octobre 2000,

- la construction et le test d'une cavité supraconductrice (ASH) comme constituant de la partie accélératrice à haute énergie de l'accélérateur linéaire.

Ce programme est aujourd'hui bien engagé au plan technique. Il est cependant gêné par l'absence d'une programmation dans le temps du financement qui est décidé mais qui ne couvre pas, en tout état de cause, l'ensemble du programme IPHI (50 MF sont prévus pour certains sous-ensembles seulement comme le RFQ et une partie du DTL).

Depuis le rapport n° 5 de la commission, la réflexion concernant l'accélérateur de haute intensité est aujourd'hui mieux intégrée dans les activités de la communauté scientifique GEDEON qui mène l'ensemble des autres recherches de base relative aux options innovantes (atelier GEDEON " Quel accélérateur, pour quel démonstrateur ? " tenu à Aix en-Provence, novembre 1999). Ceci a permis de bien définir les caractéristiques spécifiques d'un accélérateur pilotant un ensemble sous-critique, en énergie (> 600 MeV, de l'ordre de 1 GeV), en courant moyen (> 30 mA), en structure en temps (impulsions de faisceau de longueur ajustable) et en nombre d'interruptions intempestives de faisceau (< 50 par an pour des durées supérieures à 1 s). La technologie adoptée pour atteindre de tels objectifs avec un rendement électrique élevé est celle de l'accélérateur linéaire supraconducteur. Un résultat significatif obtenu cette année concerne des tests de disponibilité de la source délivrant un faisceau de protons de 75 mA à 95 keV : la source SILHI a présenté durant un test continu de 104 heures (4 jours) une disponibilité très élevée de 99,96 % avec seulement une interruption intempestive de la source due à un claquage. De telles performances résultent notamment d'améliorations apportées à la source. Elles sont encourageantes, car elles correspondent à une centaine d'interruptions intempestives par an.

La Commission prend acte avec satisfaction des progrès réalisés par les équipes techniques qui travaillent sur IPHI et de l'implication de la communauté GEDEON dans la définition du cahier des charges d'un accélérateur pour la transmutation. Elle souhaiterait cependant être mieux informée des modalités de financement d'un tel projet qui devrait s'inscrire dans la durée pour aboutir. Elle ne peut que souligner l'importance pour les autorités de tutelle, CEA et CNRS, de définir en commun, par exemple à travers une convention, un plan

pluriannuel d'allocation de ressources humaines et financières couvrant l'ensemble du programme IPHI.

D) **Le programme MUSE d'étude de <u>la neutronique d'un massif sous-critique</u>** entre dans une phase décisive avec le couplage cette année du générateur de neutron pulsé GENEPI au réacteur sous-critique MASURCA à Cadarache. L'expérience MUSE-3 est actuellement en cours d'analyse et a permis de tester un tel couplage avec un générateur de neutrons du commerce. L'expérience MUSE-4 qui a pour objectif l'étude de la neutronique de configurations sous-critiques de référence avec caloporteur sodium doit démarrer en octobre 2000 après que les diverses étapes d'autorisation aient été franchies. Des valeurs très précises du coefficient de multiplication k seront obtenues grâce à la pulsation de GENEPI. Ce programme devrait se poursuivre après MUSE 4 (fin vers avril 2001) avec MUSE 5 (caloporteur plomb et gaz, jusqu'en fin 2002) et MUSE 6 (configurations avec thorium, à partir de fin 2002).

Il apparaît à la Commission que la démarche actuelle qui consiste à développer des recherches de base, certaines à caractère fondamental, autour des systèmes hybrides et d'étudier expérimentalement les aspects techniques liés aux trois sous-ensembles – accélérateur IPHI, cible de spallation (MEGAPIE) et massif sous-critique (MUSE) - constitue une approche rigoureuse, concrète et indispensable. Ces programmes, que la seule simulation ne saurait remplacer, méritent qu'ils soient confortés dans la durée. De plus, cette démarche devrait permettre d'envisager l'étape suivante constituée par l'étude du couplage de ces trois sous-ensembles grâce à la réalisation d'un démonstrateur de système hybride de puissance significative.

5.2.4 Les projets de démonstrateurs de systèmes hybrides

Il avait été fait état dans le rapport précédent de la constitution d'une structure CEA-CNRS chargée d'établir un dossier de motivation pour la fin de 2000. Ce dossier constituera la première étape du lancement éventuel d'un projet de démonstrateur. Le calendrier des étapes qui conduisent en 2006 à la faisabilité et à la définition d'une installation, qui ne pourra être qu'européenne, a été confirmé lors de l'audition du 25 janvier 2000 consacrée à ce sujet. La Commission n'a donc pas été amenée à se prononcer sur l'ensemble d'un tel dossier qui devrait faire l'objet du prochain rapport, si ce n'est que sur quelques points particuliers.

Le dossier de motivation comprendra deux parties :

1. le positionnement des systèmes sous-critiques dans le domaine de la transmutation, ce qui renvoie aux spécificités de ces systèmes, à leur faisabilité

2. et aux diverses modalités de leur déploiement industriel dans un parc électronucléaire,

> A cet égard, la Commission note que l'on pourrait également examiner à ce premier stade du rapport de motivation l'intérêt éventuel de la sous-criticité dans la mise en œuvre future d'un nouveau cycle fondé sur le thorium avec surgénération, dans le contexte du développement d'un nucléaire durable, économe en ressource et respectueux de l'environnement, c'est-à-dire produisant notamment moins de radiotoxicité à long terme, du moins jusqu'à 10 000 ans. Ce point rentre également dans la problématique de la transmutation des déchets à vie longue.

3. en cas d'une réponse positive à 1., l'identification de la pertinence, des objectifs, des caractéristiques et des modalités de mise en œuvre d'un démonstrateur de puissance modeste, avant le passage à l'étape suivante qui pourrait être celle de la réalisation d'un prototype industriel,

Le plan de ce dossier de motivation laisse prévoir que toutes les questions de nature technique et de sûreté, si ce n'est le point cité ci-dessus, seront posées et examinées. Un des points essentiels pour ce document sera la prise en compte les différentes initiatives internationales, dont européennes, sur ce sujet :

- les propositions pour les 5ème et suivants, l'initiative des ministres chargés de la recherche (Ministry Advisory Group - MAG) d'Espagne, de France et d'Italie, et les observations du groupe technique de travail associé (Technical Working Group - TWG) dans son document du 6 septembre 1999,

> A cet égard et suite au rapport du TWG du 6 septembre 1999, la Commission souhaiterait connaître la position officielle des représentants du ministre français chargé de la recherche et si leur mission a effectivement été confirmée depuis par le ministère.

- l'établissement par le DOE d'un document " roadmap " pour le développement du projet ATW de Los-Alamos, adressé au Congrès des Etats-Unis (octobre 1999),

ainsi que les divers contextes dans lesquels se situent l'effort CEA-CNRS :

- la prise de position de certains industriels pour participer aux études sur les systèmes hybrides (Framatome, BNFL, Ansaldo...), tel que cela apparaît dans les propositions pour le 5ème PCRD,

- la nécessité d'aboutir à une réalisation européenne compte tenu des activités de recherche sur les hybrides en cours dans un certain nombre de pays de la communauté, de l'importance du projet et d'une optimisation des moyens disponibles mais limités qui en résulterait,
- la nécessité de se situer par rapport à d'autres projets de source de spallation comme Austron, ESS, SNQ, ISIS, Myrrha.

Il semble à ce jour que trois options de référence soient favorisées par ce groupe : l'accélération des protons assurée par un accélérateur linéaire à cavité supra conductrice (IPHI, ASH), la cible de spallation en alliage liquide plomb-bismuth (MEGAPIE) et le caloporteur en gaz hélium. Cette dernière option est considérée, parce qu'elle permettrait d'une part de raccourcir les délais pour développer un caloporteur à base de plomb trop innovant et à " problème " et, d'autre part, de participer à une synergie avec un réacteur à haute température dont certains pensent qu'il est destiné à devenir le réacteur du futur.

La Commission souhaiterait savoir comment, dans la perspective d'aboutir à un démonstrateur européen, ces trois options de référence favorisées par le groupe CEA-CNRS se comparent aux options discutées, favorisées ou adoptées aussi bien par les industriels que par les autres partenaires européens et leur degré de compatibilité. Elle note par ailleurs que le rapport de motivation abordera le problème de la répartition des tâches et la spécificité de l'apport technique des organismes de recherche français au démonstrateur, comme l'avait demandé la Commission dans son précédent rapport.

Un autre point qui apparaît est l'idée de situer le développement de la partie " accélérateur " dans une optique de recherche plus générale sur les accélérateurs de haute intensité servant à d'autres utilisations. Celles-ci, au nombre de quatre, ont été identifiées : la production de faisceaux radioactifs pour la recherche fondamentale dans un domaine de physique nucléaire, la production de muons et neutrinos à partir de faisceaux de pions, les divers domaines de recherche utilisant comme sonde le neutron (physique atomique, physique du solide, chimie et biologie structurale...), les études sous irradiation avec divers spectres en énergie de neutrons analogues à celles que l'on réalise auprès de réacteurs d'irradiation. On aboutirait ainsi à la notion d'accélérateur polyvalent autour duquel seraient agrégées diverses stations et aires expérimentales, dont l'une au moins serait relative au démonstrateur comprenant un massif sous-critique de puissance modeste (10 à 100 MW thermique).

La Commission estime à cet égard que le concept d'accélérateur polyvalent présente l'avantage potentiel de rassembler les moyens financiers nécessaires, voire des moyens techniques, en provenance de communautés très diversifiées. Elle pense néanmoins que la crédibilité de cette option nécessite que des réponses soient apportées aux questions qui ne manqueront pas de se poser, telles que :

- la possibilité de définir des caractéristiques communes et de répondre avec un seul accélérateur aux cahiers des charges des cinq utilisateurs potentiels,
- l'état de la mobilisation des autres communautés scientifiques pour un tel projet, au plan de leurs propres problématiques et de leurs moyens,
- la compatibilité avec des projets dédiés concurrents (comme ESS) et la possibilité effective d'aboutir à des convergences,
- les problèmes de site et la compatibilité des quatre projets avec celui du démonstrateur qui impliquera la création d'une zone de type INB.

Il conviendra de bien examiner tous ces points et de bien peser le risque que la démonstration ne puisse aller jusqu'au bout, c'est-à-dire avec le massif sous-critique, ou soit fortement retardée.

5.2.5 Les études de scénarios

Dans son rapport n°5 (p. 73 et 75), la Commission a fait état de 5 scénarios de transmutation (trois utilisant des REP ou des RNR, deux utilisant des systèmes hybrides), avec des variantes. L'étude de ces scénarios a été entreprise par un groupe de travail CEA-EDF et Framatome pour les 3 premiers et par des équipes CEA-CNRS pour les 2 derniers. L'ensemble des résultats finaux sera disponible en 2001.

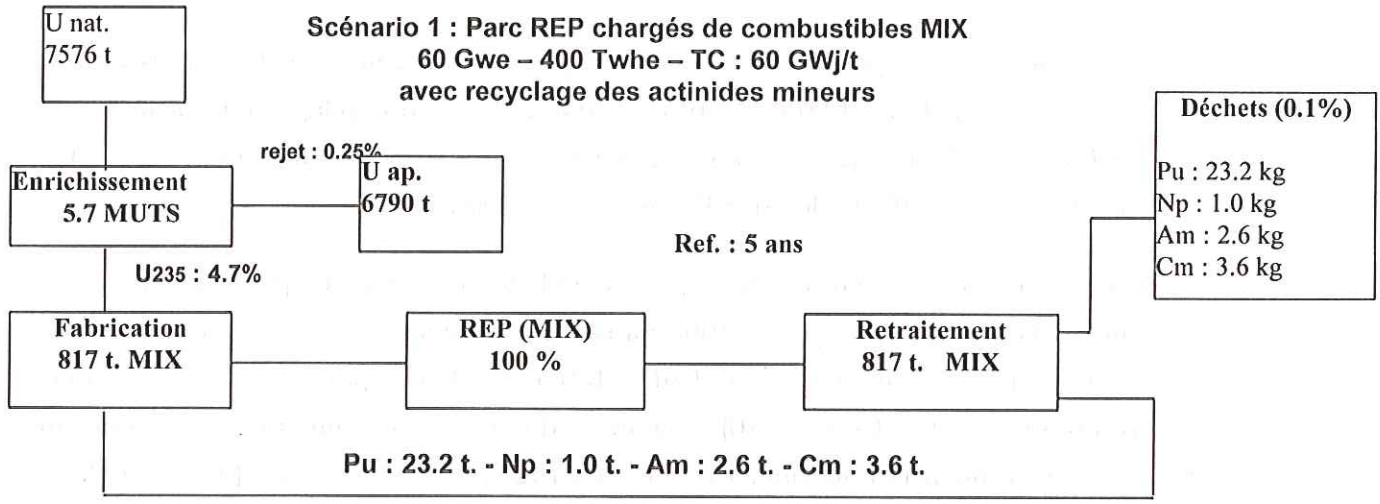
Les premiers résultats relatifs aux 3 scénarios utilisant des réacteurs éprouvés ont été présentés à la Commission lors de l'audition du 3 février 2000. Ces résultats sont relatifs au bilan massique des actinides (Np, Pu, Am et Cm) et de certains produits de fission à vie longue (PFVL = Tc-99 et I-129) dans le cycle et dans les déchets pour un parc de puissance constante de 60 GWé produisant 400 TWhé par an. Ce parc de réacteurs passerait par trois phases : une phase transitoire de mise à l'équilibre des actinides (début en 2010), une phase à l'équilibre pendant laquelle leur production est égale à leur destruction et enfin une phase transitoire de destruction progressive de ces actinides. De plus, la radiotoxicité à long terme des déchets à diverses époques du futur a été calculée pour les différents scénarios. Les principaux scénarios et résultats sont présentés au tableau ci-après (où est indiqué l'inventaire des actinides mis en œuvre dans le cycle) et dans les figures (qui font apparaître les flux de matières) suivantes :

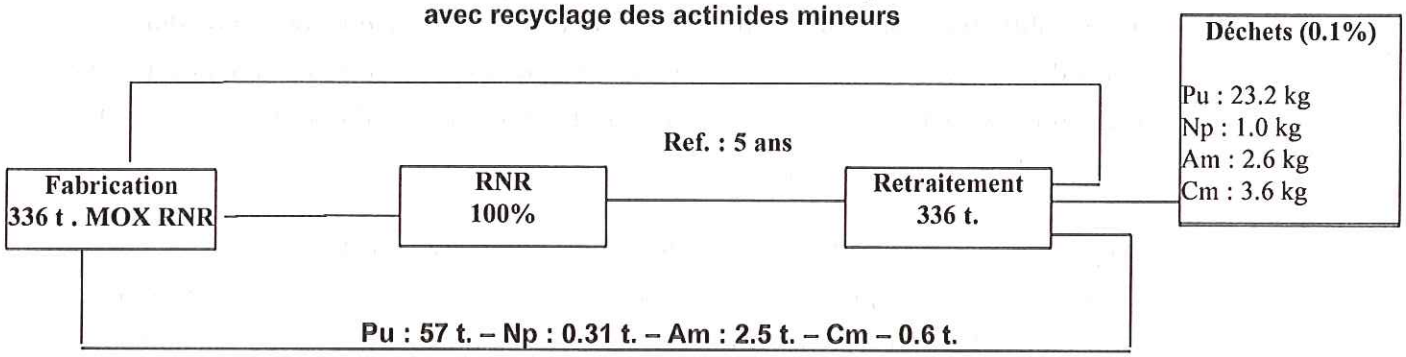
Bilan massique et radiotoxicité dans les 3 scénarios avec réacteurs éprouvés

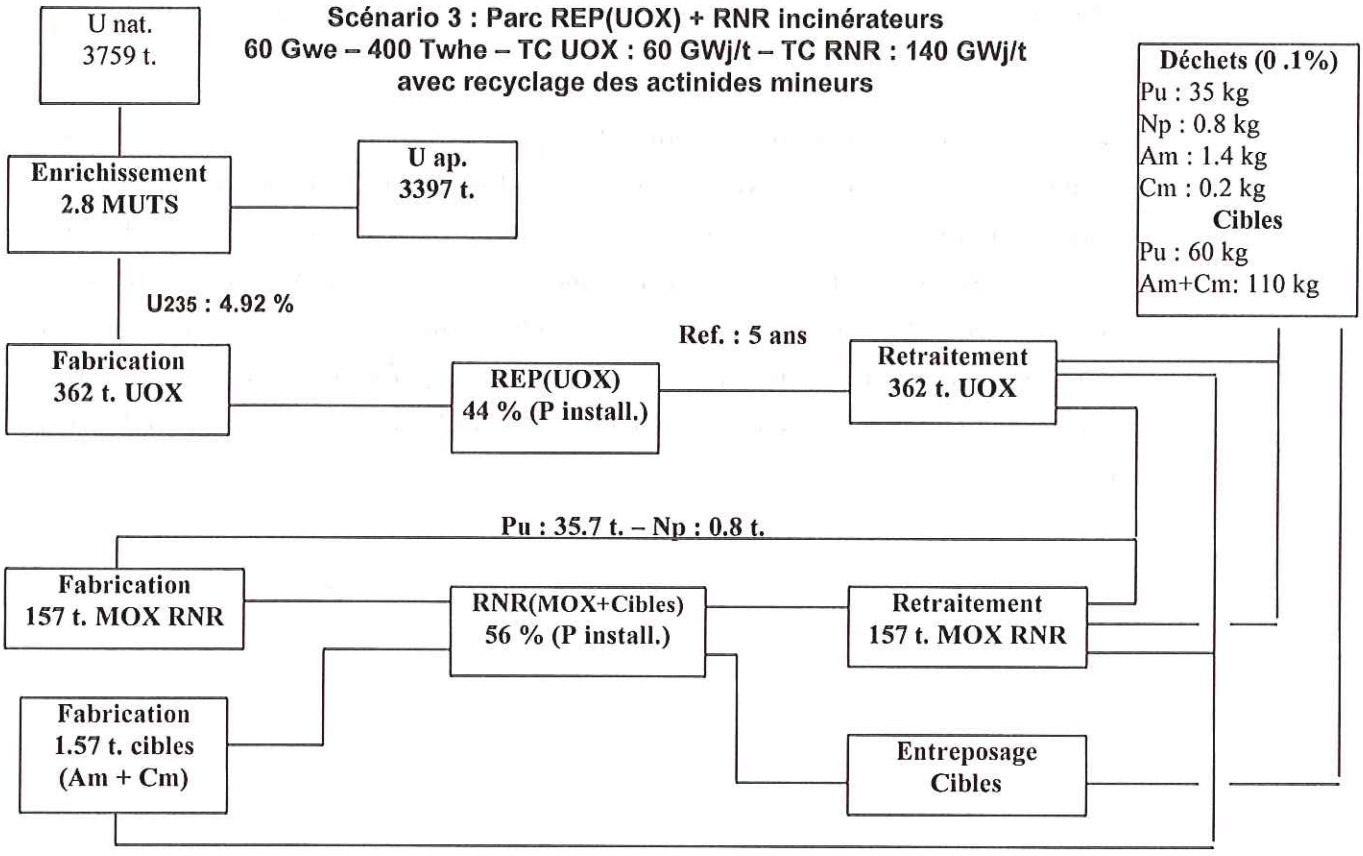
Phase d'équilibre d'un parc de 60 Gwé produisant 400 TWhé/an

	Scénarios (4)	Réf : REP chargés en UOX	Scénario 1 : REP chargés en MIX		Scénario 2 : RNR iso générateur			Scénario 3 : REP chargés en UOX + RNR incinérateur		
N°	Variantes avec liste des corps recyclés	aucun : cycle ouvert	Pu	Np, Pu, Am Cm (cf. figure)	Pu	Np, Pu, Am, Cm (cf. figure)	Np, Pu, Am, Cm + PFVL(1)	Pu	Np, Pu + Am Cm(1) (cf. figure)	Np, Pu, + PFVL (1)
1	REP %	100	100	100	0	0	0	45	44	44
2	RNR %	0	0	0	100	100	100	55	56	56
3	U nat (t/an)	8271	7320	7576	très faible	très faible	très faible	3815	3759	3759
4	UTS (Mega)	6,3	5,5	5,7	0	0	0	2,8	2,8	2,8
5	MIX(2) REP (t/an)		817	817						
6	UOX(2) REP (t/an)	817					0	368	362	367
7	MOX(3) RNR (t/an)				336	336	357	155	157	157
8	Cibles AM (t/an)								1,57	
9	Cibles PFVL (t/an)						1,92			1,92
10	Np éq. (tonne)			13		4			11	11
11	Pu éq. (tonne)		220	300	730	740	740	460	463	460
12	Am éq. (tonne)			34		32			18	
13	Cm éq. (tonne)			47		8			5	

Explication des lignes :
Lignes 1 et 2 : % de REP (Réacteurs à Eau Pressurisée) et de RNR (Réacteurs à neutrons rapides)
Lignes 3 et 4: consommation annuelle en Uranium naturel et en Unités de Séparation Isotopique
Lignes 5 - 7 : consommation annuelle en combustible MIX, UOX en REP et MOX en RNR
Lignes 8 et 9 : flux annuel en réacteur de AM (actinides mineurs) et PFVL (Produites de fission à vie longue) sous forme de cibles
Lignes 10 – 13 : Inventaire des 4 actinides en régime d'équilibre, dans les réacteurs et dans le cycle.
Renvois :
(1) inséré en mode hétérogène et en passage unique (90 % des AM fissionnés, 50 % des PFVL détruits)
Les autres corps sont recyclés en mode homogène dans les combustibles ;
Taux de perte : Pu = 0,1, AM = 1 et 0,1%
(2) taux de combustion : 60 GWj/t ; (3) taux de combustion : 140 GWj/t
(4) chaque scénario a une durée hors réacteur de 7 ans (5 pour retraitement, 2 pour fabrication)


U nat.
7576 t
Scénario 1 : Parc REP chargés de combustibles MIX
60 Gwe – 400 Twhe – TC : 60 GWj/t
avec recyclage des actinides mineurs
Déchets (0.1%)
Pu : 23.2 kg
Np : 1.0 kg
Am : 2.6 kg
Cm : 3.6 kg
rejet : 0.25%
Enrichissement
5.7 MUTS
U ap.
6790 t
Ref. : 5 ans
U235 : 4.7%
Fabrication
817 t. MIX
REP (MIX)
100 %
Retraitement
817 t. MIX
Pu : 23.2 t. - Np : 1.0 t. - Am : 2.6 t. - Cm : 3.6 t.


Scénario 2 : Parc RNR iso-générateurs
60 Gwe – 400 Twhe – TC : 140 GWj/t
avec recyclage des actinides mineurs
Déchets (0.1%)
Pu : 23.2 kg
Np : 1.0 kg
Am : 2.6 kg
Cm : 3.6 kg
Ref. : 5 ans
Fabrication
336 t . MOX RNR
RNR
100%
Retraitement
336 t.
Pu : 57 t. – Np : 0.31 t. – Am : 2.5 t. – Cm – 0.6 t.


U nat.
3759 t.
Scénario 3 : Parc REP(UOX) + RNR incinérateurs
60 Gwe – 400 Twhe – TC UOX : 60 GWj/t – TC RNR : 140 GWj/t
avec recyclage des actinides mineurs
Déchets (0 .1%)
Pu : 35 kg
Np : 0.8 kg
Am : 1.4 kg
Cm : 0.2 kg
Cibles
Pu : 60 kg
Am+Cm: 110 kg
Enrichissement
2.8 MUTS
U ap.
3397 t.
U235 : 4.92 %
Ref. : 5 ans
Fabrication
362 t. UOX
REP(UOX)
44 % (P install.)
Retraitement
362 t. UOX
Pu : 35.7 t. – Np : 0.8 t.
Fabrication
157 t. MOX RNR
RNR(MOX+Cibles)
56 % (P install.)
Retraitement
157 t. MOX RNR
Fabrication
1.57 t. cibles
(Am + Cm)
Entreposage
Cibles

Par rapport à un cycle ouvert, il y a un gain en radio-toxicité de 3 à 10 avec le multirecyclage du seul Pu et de 100 à 200 avec le multirecyclage de l'ensemble des actinides et de 60 avec le monorecyclage de Am+Cm en cible hétérogène. Les résultats sont meilleurs lorsque l'on utilise des RNR.

On observe, comme on s'y attend, des cinétiques très longues pour la phase 1 de mise à l'équilibre (entre 50 et 100 ans selon les scénarios) et encore plus longues pour la phase 3 de réduction (entre 150 et 250 ans pour réduire l'inventaire d'équilibre d'un facteur 10) ; cette réduction est obtenue en réduisant progressivement la puissance du parc et en modifiant le réacteur (par exemple en augmentant la modération dans les REP.

S'agissant des deux autres scénarios utilisant des systèmes hybrides, décrits dans le précédent rapport annuel de la Commission (p. 74), des résultats préliminaires ont été obtenus. Contrairement à l'approche précédente, on considère dans ces études divers types de réacteurs sous-critiques différents par leur caloporteur (Pb-Bi, Na ou He) et leur combustible (AM seuls, Pu+Am, combustible à sels fondus, combustible de type HTR, ...).

Dans le premier scénario, dit à double strate, Pu et Np sont recyclés en homogène dans des réacteurs rapides, de type EFR, qui constituent avec des REP la première strate de production d'énergie, tandis que Am et Cm sont recyclés en homogène dans des réacteurs rapides sous-critiques (ADS). Huit variantes de ce scénario, selon la nature de l'ADS et de son combustible, ont été présentées. Les bilans-matières calculés ne diffèrent pas d'une manière très importante d'une variante à l'autre.

Dans le deuxième scénario, dit à double composante, on associe des REP à des incinérateurs dédiés qui recyclent l'ensemble des actinides (Pu et AM). Dans les quatre variantes considérées en fonction du type d'ADS et de combustibles, les rejets aux déchets sont également du même ordre entre eux. Dans une cinquième variante, l'ensembles des actinides n'est recyclé qu'une seule fois dans un réacteur à sels fondus à neutrons thermiques ; dans ce cas, la perte aux déchets devient très importante (on n'incinère que 74 % environ de ce qui est déchargé en actinides des REP).

La Commission prend acte que l'ensemble de ces études n'en est qu'à ce premier stade et n'a pas de commentaires particuliers à faire si ce n'est que les études systèmes sur les ADS devraient conduire à une sélection plus serrée, suite à la prise en compte d'autres paramètres (sûreté, faisabilité des opérations du cycle comme le retraitement, nature des combustibles etc.) qui résulteront d'études-systèmes préalables. Ces résultats devraient faire l'objet d'une prochaine évaluation.

5.3 AVANCEES REALISEES DEPUIS L'ENGAGEMENT DES PROGRAMMES DANS LE CADRE DE LA LOI

Le bilan du chemin parcouru concernant les recherches en séparation à mi-parcours calendaire peut être jugé au regard des caractéristiques générales de ces recherches et de critères d'appréciations temporels.

En matière de séparations poussées, les objectifs sont bien définis et les études sont adaptées à ces objectifs. Les recherches sont pour la plupart structurées en programmes et développées en collaborations nationales et internationales. L'orientation des recherches est fondée sur les développements technologiques nécessaires. Enfin les études concernant les axes 1 et 3 dans l'optique de la Séparation-Conditionnement sont coordonnées.

La faisabilité scientifique pour les séparations dites de références est en voie d'être acquise, et la faisabilité technique devrait suivre pour les différents programmes selon le planning prévu.

En effet, au niveau du CEA, le programme DIAMEX, étudié depuis 1993, est proche du début de la faisabilité technique, les programmes SANEX, SESAME et CALIXARENE sont proches de la faisabilité scientifique. En pyrochimie, les recherches ont été réorientées et ont débuté dans un laboratoire dédié. Pour ce qui concerne l'iode et le technétium soluble, la faisabilité scientifique est établie. Il en est de même pour le neptunium. Pour d'autres produits de fission ou d'activation à vie longue, des études de possibilités de séparation sont en cours.

Les programmes multi-partenaires conduits dans PRACTIS, GEDEON (pyrochimie) et au niveau de l'Union Européenne (PARTNEW et PYROCHIMIE ont été acceptés dans le 5ème PCRD). Ils concernent des études fondamentales en appui aux programmes du CEA et permettent d'asseoir les développements sur des bases solides.

La date de 2001 a été choisie par le CEA comme une date clé pour annoncer la faisabilité scientifique des voies de référence, ou des variantes des programmes de recherches sur les séparations poussées. Cette faisabilité permettra d'enclencher les études de faisabilité technique et des développements ciblés mais aussi d'identifier d'éventuels manques dans les recherches, auquel cas il conviendrait de définir les recherches prioritaires à conduire d'ici 2006.

Il faut que les recherches de la fin 2000 et du début de 2001 préparent correctement cette étape pour qu'il n'y ait pas de retard dans la suite des programmes.

L'aboutissement de la faisabilité technique de séparations poussées en 2006 ouvrira la voie aux études de faisabilité industrielle, qui pourraient d'ailleurs être envisagées dès maintenant pour les procédés les plus avancés. Cela pose un problème de stratégie de recherche, que la Commission souhaite voir éclairer. Au-delà se profile le problème de la mise en oeuvre ou de la mise en sommeil des séparations poussées en attente des possibilités réelles de transmutation ou de conditionnements spécifiques de certains éléments séparés.

S'agissant de la transmutation, les travaux qui ont été présentés à la Commission font apparaître deux situations correspondant à des maturations contrastées.

La première correspond en effet à des procédés utilisant la filière actuelle des réacteurs à eau sous pression, et les recherches dans ce cas portent essentiellement sur des combustibles nouveaux qui permettraient soit le multirecyclage du plutonium et d'actinides mineurs préalablement séparés, soit une destruction en un seul passage en réacteur. Cette première voie est explorée par le CEA qui a mené à bien les études correspondantes qui nécessitent toutefois une validation en vraie grandeur quant aux possibilités de leur insertion dans le cycle (fabrication, retraitement notamment). Les études de scénarios ont établi les performances possibles de ces procédés. La mise en œuvre des procédés (filières MOX, MIX, APA, Th-Pu...) dépend désormais de décisions opérationnelles après les développements d'industrialisation.

La deuxième situation requiert des recherches et développements et ne correspond pas aux réacteurs qui sont opérationnels à ce jour. C'est la voie de recherche des réacteurs à neutrons rapides et des solutions innovantes. L'effort de recherche a principalement porté sur les systèmes sous-critiques assistés par accélérateur, pour lesquels une R&D de base a été engagée en 1996. Les résultats acquis tant en France qu'à l'étranger permettent à présent d'envisager un démonstrateur de système hybride à neutrons rapides, dont la conception est élaborée par le CEA, le CNRS et leurs partenaires européens. Un dossier de

motivation est en voie de constitution. Des études de systèmes complets de transmutation (comportant, par exemple, des réacteurs à sels fondus, des systèmes pyrochimiques de traitement du combustible...) sont engagées. La conception de nouvelles matrices combustibles et l'étude de leur comportement sont au cœur de l'ensemble de ces recherches. Peu de résultats tangibles sont obtenus à ce jour. Les études de comportement sous irradiation sont de première importance : il est à craindre que le programme ambitieux prévu sur PHENIX soit compromis par la brièveté de la durée prévue de fonctionnement de ce réacteur en fin de vie. Il faut également que le futur réacteur Jules Horowitz apporte une contribution à ces travaux, notamment en neutrons rapides. On est ici au-delà de 2006.

CHAPITRE 6 : LES RECHERCHES POUR LES LABORATOIRES SOUTERRAINS ET LE STOCKAGE GEOLOGIQUE – Axe 2 de la loi de 1991

6.1 LE PROGRAMME DE RECHERCHE SUR LE SITE DE L'EST

6.1.1 Le plan de développement de l'ANDRA

L'ANDRA, désignée par la loi du 30/12/91 comme pilote des recherches sur l'axe 2, a pour mission d'étudier les possibilités de stockage des déchets de haute activité et à vie longue (HAVL) en formation géologique profonde. Suite au décret du 3/8/99 autorisant l'installation et l'exploitation d'un laboratoire de recherche souterrain à Bure, dans la Meuse, l'ANDRA a élaboré un plan de développement qui décrit les objectifs, les étapes de développement et la méthode de travail qui permettront une première évaluation, au terme de 2006, de la faisabilité d'une installation de stockage dans l'argile du Callovo-Oxfordien de l'Est.

Ce plan de développement décrit la démarche globale de l'ANDRA en la divisant suivant les principaux systèmes constitutifs d'un stockage de déchets HAVL : les analyses de sûreté qui guident les études de conception et identifient les recherches nécessaires pour une réalisation fiable du projet, les colis qui seront apportés, le milieu géologique, les installations à construire, les barrières ouvragées à établir, le scellement des divers modules après réception des colis, l'éventuelle migration des radionucléides qui pourraient être relâchés et finalement la biosphère susceptible de recevoir les éléments lixiviés issus du stockage. Quoique la division opérée masque, dans une certaine mesure, le caractère pluridisciplinaire et intégré du projet dont les sous-systèmes sont étroitement liés, le plan de développement sert de référentiel commun concernant l'ensemble des tâches à accomplir. Il permet d'organiser les études et les rendez-vous intermédiaires et de planifier les travaux. Le plan de développement est organisé en quatre niveaux de détail croissant : de la description globale (niveau 1) aux programmes généraux d'études et de travaux (niveau 2), aux fiches d'objectifs (niveau 3) et aux tâches (niveau 4). La Commission n'a connaissance que des deux premiers niveaux.

Trois phases ont été définies. La première, qui s'est achevée en 1999 avait pour objectif de définir des options initiales de conception et a abouti au choix des concepts préliminaires de stockage. La deuxième, qui s'étale sur la période 1999-2001, comporte simultanément des études d'avant-projet préliminaire et une première vérification de sûreté reposant sur les acquis de la première phase. La troisième, la période 2002-2005, qui sera dédiée aux études d'avant-projet de stockage et à une deuxième vérification de sûreté devra aboutir en 2004. Celle-ci

reposera, là encore, sur les acquis de la phase précédente. Ce n'est que fin 2005 que les analyses de sûreté prendront en compte l'ensemble des études effectuées. Ce schéma autorise des décalages importants entre les vérifications de sûreté d'une part et les études de conception et de modélisation d'autre part. Pour que ces dernières puissent être effectivement guidées par les études de sûreté, il sera nécessaire que le plan de développement renforce les liaisons entre les différentes composantes du projet HAVL, la conception du stockage, l'acquisition de données en laboratoire souterrain, la modélisation et la sûreté.

Une des difficultés présentées par les déchets français est leur grande diversité liée au cycle du combustible adopté et à leur origine variée : retraitement, recyclage du plutonium, activité de recherche, activité médicale, exploitation des REP, démantèlement, etc. Une complication supplémentaire provient de la diversité des conditionnements dont certains, anciens, devront être repris. Enfin, les modèles actuels d'inventaire devront être affinés suite à la mission dont le gouvernement a chargé le Président de l'ANDRA. Pour la trentaine de familles de colis produits et décrits par les producteurs, l'ANDRA prévoit de concevoir 7 à 10 colis-types qui bénéficieront chacun de leur concept d'alvéole de stockage et de barrière artificielle. La Commission souligne qu'au moment où doit débuter la mise en œuvre du laboratoire souterrain par fonçage des puits, les études de faisabilité et de définition suffisamment précise des conteneurs et des éventuels « compléments de colisage » restent à faire, aussi bien pour les déchets vitrifiés que pour les combustibles usés qui ne seraient pas retraités ou pour les déchets B. Les études relatives aux matériaux constitutifs des enveloppes des colis et compléments de colisage ne sont pas décrites dans le plan de développement communiqué à la Commission mais le sont dans un document complémentaire transmis à la Commission le 19 mai 2000. Leur exécution aurait dû précéder les études d'avant-projet qui se dérouleront de 2002 à 2005, mais le calendrier proposé ne le prévoit pas ainsi. Les études d'avant-projet (particulièrement d'ingénierie minière) et la démonstration de faisabilité intégrant les obligations de la réversibilité risquent d'être sévèrement pénalisés si les incertitudes sur les matériaux, les dimensions et le poids des divers colis à manipuler ne sont pas rapidement levées.

Le plan de développement prévoit l'acquisition de données sur le milieu géologique avant le fonçage des puits. La sismique 3D déjà réalisée sur la zone du laboratoire montre dès à présent une continuité et une régularité des couches qui ne présentent aucun indice de fracturation visible. L'interprétation plus approfondie qui est en cours permettra de rechercher s'il existe des fractures introduisant un déplacement des couches inférieur à 10 m.

Cette étude devra être étendue à l'ensemble de l'emprise d'un éventuel stockage, par sismique 3D ou tout autre moyen de prospection plus approprié, pour être en mesure en 2006 de donner des éléments précis sur la possibilité d'extrapoler à toute l'emprise d'un stockage potentiel les résultats obtenus sur l'emprise plus restreinte explorée par le laboratoire.

Un état de référence du site suffisamment robuste pour garantir la validité des paramètres hydrogéologiques et géochimiques mesurés pendant et après le fonçage est également en cours. Le calendrier d'acquisition des données pendant le fonçage des puits (2000-2002) est très serré avec l'objectif d'accéder au niveau des galeries du laboratoire souterrain dans des délais compatibles avec le programme d'expérimentation à mener avant 2006. Ceci a conduit l'ANDRA à n'impliquer dans le suivi des travaux de fonçage qu'une partie de la communauté scientifique nationale, en sélectionnant prioritairement celle qui lui a semblé susceptible d'apporter des réponses à ses questions opérationnelles les plus directes. D'une façon générale, le plan de développement prend bien en compte les aspects hydrogéologiques, géochimiques et thermohydrodynamiques, mais il aborde souvent les problèmes géologiques sous un aspect de recherche finalisée qui fait insuffisamment appel aux compétences plus fondamentales disponibles au sein de la communauté scientifique nationale. En particulier, l'implication du GdR FORPRO devrait être considérablement renforcée, de sorte que l'ANDRA ne se limite pas à donner l'accès au laboratoire souterrain à des équipes de recherche fondamentale, mais pose à ces équipes des questions pertinentes. Cette approche lui permettrait de disposer d'un large spectre d'études lui donnant les meilleures chances de pouvoir conclure avant 2006 et d'éviter de ne pouvoir répondre de manière convaincante à des problèmes plus larges qui pourraient apparaître au cours des travaux menés en laboratoire souterrain.

De façon réciproque, la Commission juge souhaitable que le GdR FORPRO prenne mieux en compte les objectifs et contraintes d'une analyse de sûreté dans la définition de ses objectifs scientifiques. Il est indispensable que l'ensemble de la communauté scientifique de ce GdR soit suffisamment impliquée pour fournir des indications utiles aux prises de décision par l'ANDRA.

La conception des installations d'un éventuel stockage sur laquelle travaille l'ANDRA prendra en compte la diversité des colis et leur flux dans un stockage et elle devra intégrer les contraintes de comportement géomécanique des ouvrages (y compris le fluage à long terme) et de réglementation minière. Divers concepts de structures de stockage sont envisagés en fonction des types de déchets, mais ils font surtout l'objet d'études papier. Aucun essai de manutention de charges lourdes simulant des colis

de déchets, ou de creusement de tunnels aux dimensions des divers ouvrages de stockage, ne sera lancé avant 2005, ce qui limitera la valeur de la démonstration de faisabilité et, plus encore, de réversibilité. Il est donc dès maintenant évident que les recherches en laboratoire souterrain pourraient se poursuivre au-delà de 2006 si les résultats acquis à ce moment indiquent des conditions géologiques favorables à la création d'un stockage.

Les barrières ouvragées ont pour but d'assurer le comblement des vides entre les colis et les roches d'accueil, de rétablir l'étanchéité du milieu et de participer au confinement. Différents concepts sont envisagés en fonction de la nature des déchets qui seront mis en place. Les études devront fournir les éléments nécessaires à la modélisation de l'évolution de ces barrières en tenant compte de leur dégradation sous l'influence des sollicitations hydriques et thermiques ainsi que de la présence de gaz issus de la dégradation des colis. Les analyses de sûreté serviront à définir des marges de dimensionnement pour l'avant-projet de stockage.

Les scellements des ouvrages ont des rôles variés : le soutènement à long terme, l'isolation des modules et l'isolation des aquifères. Les premiers travaux auront pour but de clarifier ce qui est effectivement faisable en faisant appel à des études phénoménologiques et de modélisation. Là encore, aucun test "en grandeur réelle" montrant la bonne qualité des scellements et leur éventuelle reprise pour assurer la réversibilité ne pourra être mené avant 2006.

Les activités de recherche sur la biosphère évaluent l'impact radiologique et chimique du stockage à l'aide du modèle Aquabios qui calcule le transfert des éléments ou des radioisotopes dans la biosphère. Tous les éléments chimiques n'entraînent pas le même risque. Celui-ci dépend du niveau de toxicité de leurs formes chimiques ainsi que des quantités qui peuvent être transférées dans la biosphère. Il sera nécessaire que la liste de l'ensemble des éléments et radioéléments qui devront être pris en compte soit clairement établie et comparée à celle établie par d'autres pays, comme le Canada. Les mécanismes de transfert à la biosphère des éléments et radioéléments relâchés à l'exutoire d'un site de stockage sont nombreux et souvent complexes. Or les modèles simulent les voies de transfert des éléments et des radioéléments de manière très simplifiée et ils dépendent de nombreux coefficients dont certains sont encore mal connus.

La Commission pense qu'il est donc important que le modèle Aquabios soit validé et que son domaine d'application soit clairement explicité.

En outre, les mécanismes de transfert les plus fréquents dans la biosphère ne sont pas nécessairement ceux qui seront les plus probables ou les plus actifs pour un site

donné. Il sera donc nécessaire d'évaluer pour le site de l'Est quels pourraient être les plus actifs des mécanismes de transfert des éléments toxiques dans la biosphère et vérifier qu'ils sont raisonnablement bien simulés dans le modèle. Cette tâche implique une bonne connaissance de l'état actuel de l'environnement du site. Des problèmes comparables se posent à l'ensemble de la communauté internationale. C'est donc un domaine où une large coopération est souhaitable. La participation active de l'ANDRA au programme international BIOMASS placé sous l'égide de l'AIEA est un élément de cette politique qui devrait être amplifiée et conduire à la publication des résultats dans des revues de grande audience internationale.

6.1.2 Le programme expérimental en laboratoire souterrain

Les grandes lignes du programme expérimental présentées par l'ANDRA comportent deux objectifs généraux complémentaires, à remplir d'ici 2006 :

- conforter la caractérisation du site, et confirmer ainsi ou infirmer les données et schémas conceptuels tels qu'ils découlent des reconnaissances effectuées depuis la surface ; cette phase permettra aussi de déterminer s'il est possible de prévoir les caractéristiques de l'emprise totale d'un éventuel stockage à partir des informations données par les auscultations depuis la surface et la reconnaissance détaillée sur le domaine couvert par le laboratoire, qui, rappelons-le, est de taille bien inférieure à l'emprise d'un véritable stockage ;
- évaluer la validité des modèles conceptuels de comportement du site, qui sont nécessaires à la conception, au dimensionnement et à l'analyse de sûreté d'un stockage, prenant en compte les effets des travaux et des déchets sur le milieu.

Afin de remplir ces objectifs, l'ANDRA propose un programme expérimental de principe et une structure de projet qui s'intègrent avec les contraintes opérationnelles de creusement et de fonctionnement de l'installation industrielle que constitue un ouvrage souterrain.

Le premier objectif sera atteint par une observation détaillée du milieu tout au long du creusement des puits et galeries, en cherchant à caractériser toutes les hétérogénéités ou discontinuités des formations traversées, ou les objets ou indices de comportement inattendus qui pourraient être mis en évidence par ces travaux. Cette phase est précédée de la mise en place de forages proches du premier puits, avant le creusement de celui-ci, pour d'une part reconnaître très précisément les formations, et d'autre part disposer de points d'observation qui permettent de mesurer les perturbations hydrogéologiques que le creusement du puits fera subir aux aquifères traversés. Ce type d'observations, déjà réalisé par exemple au site WIPP aux USA, s'est révélé très riche d'enseignements. Les observations des

formations traversées à l'avancement seront essentiellement limitées au volume de roche intéressé par le creusement ; il serait cependant possible d'étendre un peu la taille du domaine reconnu en utilisant au cours du creusement des outils de reconnaissance géophysique (radar, sismique...), qui permettent d'ausculter de façon non destructive le voisinage des ouvrages. De telles méthodes devraient tout particulièrement être mises en œuvre si des hétérogénéités ou anomalies significatives étaient détectées par les travaux, pour en estimer l'éventuelle extension latérale.

La Commission souhaite que l'ANDRA examine, avant le début des travaux de creusement, les dites méthodes géophysiques qui pourraient lui être utiles pour étendre la taille du volume de roche reconnu pendant les travaux.

Le deuxième objectif sera rempli par la réalisation d'expériences in situ tant pendant la phase de creusement du premier puits que dans les galeries du laboratoire, une fois le creusement achevé. Les expérimentations suivantes sont prévues :

- réponse hydromécanique de l'argilite au creusement d'un puits,
- caractérisation géomécanique in situ de l'argilite,
- réponse hydromécanique de l'argilite au creusement d'une galerie,
- réponse de l'argilite à des sollicitations thermiques,
- mesure de la perméabilité et de la pression interstitielle de l'argilite,
- prélèvements d'eau pour analyses chimiques et isotopiques,
- caractérisation de la diffusion et de la rétention chimique.

Pour concevoir et mettre en œuvre ces expériences, l'ANDRA a pris appui sur les travaux similaires déjà réalisés dans des laboratoires méthodologiques souterrains français (Tournemire, Fanay-Augères) ou étrangers, auxquels l'ANDRA a été associée. La description préliminaire de ces expériences et le planning de leur réalisation ont été présentés à la Commission le 28 mars 2000. L'ANDRA a aussi présenté l'organisation générale des travaux, l'imbrication et les responsabilités respectives des Maîtrises d'Ouvrage de la partie opérationnelle et de la partie scientifique des travaux. La Commission a noté avec satisfaction la priorité donnée par l'ANDRA à l'acquisition des informations scientifiques par rapport aux contraintes de respect des plannings, mais note combien ce planning est tendu pour que l'échéance de 2006 soit respectée.

La Commission recommande très fortement à l'ANDRA de maintenir dans tous les cas la priorité aux objectifs scientifiques sur les contraintes opérationnelles, la justification ultime de la construction du laboratoire souterrain étant précisément l'acquisition des informations scientifiques sur le milieu en vue d'une qualification pour un éventuel stockage.

L'ANDRA a également présenté l'organisation de l'assurance qualité pendant l'ensemble des travaux, pour faire en sorte que les données recueillies soient à tout moment archivées, confirmées et exemptes d'erreurs, en conformité avec des normes reconnues telles que ISO 9001.

La Commission considère que les plans d'expérience de l'ANDRA dans le laboratoire souterrain devraient être en mesure d'apporter les éléments majeurs nécessaires à l'évaluation de la faisabilité d'un stockage dans l'argile du site de l'Est, tant du point de vue des choix de conception des ouvrages que d'évaluation de la sûreté. Elle se pose cependant les questions suivantes :

1. Quelles sont les possibilités d'adaptation du programme expérimental en fonction d'éventuelles anomalies qui pourraient résulter des observations réalisées lors de l'avancement des travaux ? La Commission attache à cet égard une grande importance à ce que les scientifiques associés à l'ANDRA pour les travaux de reconnaissance du site de l'Est, en particulier dans le cadre du GdR FORPRO, puissent être sollicités pour donner un avis sur les expériences prévues ou leur éventuelle adaptation, en fonction de ces observations.

2. La technique retenue par l'ANDRA pour le creusement des puits (puits principal d'accès et puits auxillaire, issue de secours et sortie d'air de ventilation) est une méthode classique de tirs à l'explosif « adoucis », avec pose rapide du revêtement en béton. Les endommagements qu'apportera cette technique à la roche hôte seront examinés par l'ANDRA, comme il a été dit plus haut, par la réalisation d'une expérience réalisée à partir d'une niche expérimentale qui sera creusée à la profondeur – 445 m, et qui permettra de suivre l'avancement ultérieur du puits, par forages d'auscultation mis en place à partir de la niche avant la poursuite du fonçage du puits. La question qui se pose est de savoir si l'importance des endommagements éventuels de la roche hôte pourrait être telle que la technique de creusement doive être remplacée par une autre méthode, et que, dans ce cas, le puits déjà creusé puisse devenir un point faible dans l'étanchéité du site lors du rebouchage et de l'abandon définitif de l'éventuel stockage.

La Commission demande à l'ANDRA de préciser quelles mesures pourraient être mises en œuvre pour étancher la zone éventuellement endommagée par la technique de creusement choisie, dans le cas où les expériences prévues en montreraient la nécessité.

3. Il n'est pas prévu, dans le programme expérimental proposé, d'étudier dans le laboratoire le comportement des barrières ouvragées et les interactions entre les matrices des déchets, les barrières ouvragées et le milieu argileux, éventuellement perturbé par la désaturation et l'oxydation de la roche consécutives aux travaux.

La Commission reconnaît que le temps pour réaliser de telles expériences est compté, mais demande à l'ANDRA de préciser comment ces données expérimentales qui seront nécessaires à l'analyse de sûreté pourront néanmoins être obtenues.

4. Ainsi que la Commission l'avait précisé dans son rapport n° 5, une des données qui sera nécessaire à l'analyse de sûreté du site sera le taux de dilution des éventuels radionucléides qui auraient pu quitter la formation argileuse par diffusion et seraient arrivés dans les aquifères adjacents à la couche hôte. Cette dilution est importante à connaître, tant aux exutoires naturels de ces aquifères que dans les éventuels puits de captage qui pourraient être implantés dans ces aquifères.

La Commission demande à l'ANDRA les recherches qu'elle envisage de mener pour estimer ces taux de dilution.

6.1.3 Les recherches associées aux options initiales de conception et à leur confirmation

Les dernières options de conception d'un éventuel stockage dans l'argilite de l'Est ont été présentées par l'ANDRA à la Commission le 28 Mars 2000. La Commission s'est félicitée de la cohérence des différentes options examinées par l'ANDRA, dans l'état actuel de connaissance du milieu, et du niveau déjà atteint par les calculs de dimensionnement des ouvrages envisagés. Elle note également l'importance que l'ANDRA a accordée, dans ces options, au problème de la réversibilité, ainsi que l'a demandé le Gouvernement le 9 décembre 1998.

Il est clair cependant que ces options ne pourront être affinées que lorsque des données plus précises auront pu être récoltées au sein du laboratoire. Les propriétés mécaniques et thermiques de l'argilite constituent à cet égard des données fondamentales, dont l'acquisition est prioritaire. Les plans d'expérience de l'ANDRA en tiennent compte, qui ont mis ces aspects en exergue dans les plannings. Il apparaît en conséquence à la Commission que ce sont ces aspects géomécaniques et thermiques qui devraient être placés en priorité, si des choix devaient être réalisés en fonction des aléas des travaux et de la conduite de la recherche. Il est en effet indispensable que les options de conception des ouvrages de stockage puissent être fixées, pour que les scénarios d'analyse de sûreté puissent être précisés et les modélisations associées définies. L'acquisition des paramètres de migration des radionucléides, tout aussi importante, peut cependant venir alimenter les modèles à une date un peu plus tardive dans l'organisation générale des recherches. De plus les expériences de migration à partir desquelles ces données seront récoltées gagneront à être prolongées jusqu'à la date la plus tardive possible, pour en augmenter la durée et la représentativité : il en va, à l'inverse, des propriétés nécessaires au dimensionnement des ouvrages, dont il est important qu'elles soient disponibles dans les meilleurs temps compatibles avec la qualité des mesures.

Par ailleurs, la Commission note qu'il ne sera pas possible de réaliser dans le laboratoire d'ici 2006 des expériences technologiques de manutention, de mise en place et d'enlèvement (réversibilité) des colis de déchets simulés dans des alvéoles prévues pour les recevoir, avec les barrières ouvragées adaptées, non plus que des expériences de scellement et de remblayage des ouvrages. Une telle démonstration de faisabilité technologique pourrait bien sûr être reportée après 2006.

La Commission verrait cependant des avantages certains à disposer de ces renseignements pour le rendez-vous de 2006. La Commission note que l'ANDRA a déjà commencé, pour pallier cette difficulté, des expériences dans des installations de surface simulant les ouvrages de stockage, comportant la mise en place de colis et de barrières ouvragées. Elle recommande donc à l'ANDRA de réfléchir à la possibilité de tester les technologies de mise en place et d'extraction des colis de déchets dans une installation souterraine différente de celle du site de l'Est, mais ayant des propriétés voisines afin d'en démontrer la faisabilité avant 2006. Une telle installation de tests et de démonstration pourrait éventuellement être construite à très faible profondeur, sur un site choisi pour sa commodité d'accès, par exemple dans des galeries de carrières abandonnées à flanc de coteau.

La Commission a enfin noté que l'ANDRA a prévu de rendre le site du laboratoire de Bure visitable au public, dès que les travaux de construction seront achevés. Elle

recommande à cet égard qu'un centre d'accueil du public et d'exposition sur le site puisse être rapidement mis en place. Elle a constaté en effet que dans les autres pays, la Suède par exemple, il existe une demande très forte du public, tant local que national, de pouvoir s'informer sur les projets de stockage dans le sous-sol, et d'en comprendre les enjeux. L'axe 2 de la Loi du 30 décembre 1991 étant l'une des options que le Parlement devra examiner en 2006, il semble en effet légitime que le public puisse se forger sa propre opinion en visitant le site des expériences. Elle recommande à l'ANDRA que la plus grande rigueur scientifique soit en permanence assurée sur le contenu de ces moyens d'exposition, en liaison par exemple avec les scientifiques impliqués dans le projet (notamment le GdR FORPRO).

6.1.4 Les autres recherches de l'ANDRA sur le site de l'Est

Mis à part les travaux liés au creusement des puits et aux expériences en laboratoire souterrain, l'ANDRA poursuit des travaux de recherche plus généraux sur le site et son environnement. Il s'agit tout d'abord de préciser à l'échelle régionale le référentiel géologique du site, c'est à dire principalement l'extension dans l'espace des formations sédimentaires étudiées, leurs épaisseurs, la fracturation régionale et locale telle qu'elle peut être appréciée par les observations en surface, la géomorphologie et les profils sismiques, la variabilité géologique verticale et horizontale des couches, et enfin la stabilité géodynamique et les aléas sismiques.

D'autre part, du point de vue hydrogéologique, l'ANDRA étudie les aquifères régionaux, leurs zones de recharge et leurs exutoires, et les écoulements souterrains. Une modélisation hydrodynamique régionale et locale multicouche des aquifères du site a été entreprise, qui donne des premiers renseignements intéressants.

La Commission considère cependant que la connaissance régionale des aquifères dans le voisinage du site est encore insuffisante, et que des travaux de terrain complémentaires sont nécessaires : forages de reconnaissance et de mesure des charges et des transmissivités à l'échelle régionale, dans les formations aquifères sous-jacentes et dans celles surmontant les argiles callovo-oxfordiennes (Oxfordien et Dogger) ; reconnaissances plus précises des exutoires des formations aquifères. Une modélisation plus fine et plus précise des circulations souterraines dans le contexte régional et local devrait être réalisée.

L'ANDRA poursuit également des travaux de géoprospective pour pouvoir préciser, dans les scénarios d'analyse de sûreté, les évolutions probables du site. Il s'agit ici des changements climatiques, des mouvements verticaux, et de l'évolution sismotectonique.

La Commission souhaite que l'ANDRA lui présente, dans un avenir pas trop lointain, les bases qui lui permettront de forger ces scénarios d'évolution potentielle du site, l'influence que ces évolutions pourraient avoir sur les propriétés de confinement du site, et les conséquences à en tirer sur le programme des recherches.

Il faut enfin rappeler que le GdR FORPRO poursuit par ailleurs des recherches en concertation étroite avec l'ANDRA sur les formations géologiques profondes, dont en particulier les argilites et les formations associées du site de l'Est. Il est rendu compte au § 6.6 de ces travaux qui ont été présentés à la Commission le 28 septembre 1999.

6.2 LA SELECTION DES MASSIFS GRANITIQUES, PREALABLE A LA CONCERTATION

Le Gouvernement a décidé le 9 décembre 1998, conformément à la loi de 1991, la construction de deux laboratoires souterrains d'étude du stockage [de déchets radioactifs] en couches géologiques profondes : dans l'argile sur le site de Bure, dans l'Est, et dans le granite sur un site à déterminer (lettres ministérielles du 30 juin 1999 aux Présidents de l'ANDRA et de la Commission Nationale d'Evaluation). L'ANDRA a donc demandé au BRGM et à ANTEA un travail d'inventaire des massifs granitiques potentiels en France métropolitaine. La lettre ministérielle du 30 juin 1999 adressée au Président de l'ANDRA confie à l'Agence Nationale la tâche de mener "les travaux nécessaires à l'établissement d'une étude géologique, qui précisera, selon d'incontestables critères scientifiques, les sites granitiques qu'il convient de prospecter pour vérifier leur aptitude à accueillir un laboratoire souterrain d'étude du stockage en couches géologiques profondes". La transmission de cette étude au Gouvernement devait intervenir dans les meilleurs délais.

Cette étude a été transmise au Gouvernement qui, par lettre du 30 juin 1999, a sollicité l'avis de la Commission sur le rapport précité, établi par l'ANDRA.

La Commission a remis son avis techniquement favorable le 28 septembre 1999. Elle a cependant noté que les informations scientifiques actuellement disponibles sont à ce stade insuffisantes pour pouvoir faire une sélection « à coup sûr ». En effet, des massifs favorables ont pu être écartés tandis que certains des massifs retenus pourraient être éliminés à la suite des travaux complémentaires. Une mission collégiale de concertation, créée par décret le 3 août 1999, a été installée le 2 février 2000. Elle doit rendre son rapport dans un proche avenir.

6.3 LE COMPORTEMENT A LONG TERME DES MATRICES DE CONFINEMENT ET DES COLIS

Le comportement à long terme des colis de déchets portés à l'inventaire des colis de l'ANDRA au stade des Options Initiales de Conception (OIC) est considéré par cette Agence sous l'angle des performances de confinement et de l'évolution des termes sources associés à l'altération-dégradation des conteneurs et des contenus (radionucléides, éléments toxiques, gaz), qui va de pair avec l'évolution du champ proche.

La Commission attache une grande importance au problème de la conception, de la réalisation et des essais des conteneurs qui seront seuls à assurer le confinement pendant la période réversible du stockage (et, *a fortiori*, pendant l'entreposage) ; les conteneurs assument ensuite un rôle majeur dans les concepts étudiés par la plupart des pays étrangers développant des solutions de stockage. La France, par contre, n'est pas en mesure de présenter un concept global dans lequel un conteneur précisément défini exerce une fonction essentielle.

En particulier, les déchets de haute activité vont d'abord passer leur vie dans des conteneurs entreposés pour de plus ou moins longues durées. Cela sera aussi le cas, au minimum, dans la phase réversible d'un éventuel stockage. Pendant cette longue durée, la protection des travailleurs et des populations devrait être garantie par le conteneur. Les recherches, les développements et les réalisations relatives à ces conteneurs (qui seront des milliers) n'ont pas convaincu la Commission de leur validité, et la maturité de ces travaux, réalisation et essais n'est pas encore atteinte.

En ce qui concerne les matrices, l'ANDRA pilote depuis 1998 un programme d'acquisition de données de comportement impliquant les producteurs de déchets et le CEA. Ce point est traité, en partie, au chapitre 7 (programmes CLTC et notamment C3P et PRECCI). L'expression des besoins de l'ANDRA, fondée sur une approche de type sûreté pour un éventuel stockage géologique, est en cours de finalisation. C'est sur ce point que porte l'évaluation de la Commission dans ce paragraphe, tous les aspects phénoménologiques étant examinés au chapitre 7. La connaissance du comportement phénoménologique de chaque colis est traduite par des modèles opérationnels (MOP) pour l'estimation des termes sources à différents horizons temporels. En fait, à chaque catégorie de colis-type est associé un MOP enveloppe, correspondant au colis de plus faible performance de la catégorie. Le MOP est construit sur des paramètres qui seront inclus dans les paramètres des spécifications de niveau 2 et surtout de niveau 3 que l'ANDRA doit émettre. L'utilisation des MOP s'inscrit dans les deux grandes phases du projet HAVL de l'ANDRA : l'Avant-Projet Préliminaire et de 1ère vérification de sûreté d'un éventuel stockage (2000-2001) et l'Avant Projet de stockage (2002-2005).

La période 1999-2001, la seule considérée dans ce rapport, est donc importante car elle doit permettre de consolider les connaissances sur le comportement phénoménologique des colis de déchets et des déchets existants, reconnus majeurs en terme d'inventaire radiologique et de volume.

Pour l'instant l'ANDRA n'a pas identifié de colis de déchets dont les comportements seraient fortement couplés avec celui de l'environnement (barrière ouvragée argileuse ou à base de liant hydraulique, milieu géologique argileux) dans le sens où les mécanismes de dégradation des colis et de relâchement des radionucléides seraient fondamentalement différents dans le temps, en raison de l'évolution de cet environnement, notamment du fait du relâchement des produits de dégradation. L'ANDRA estime donc disposer d'une lisibilité suffisante de la phénoménologie pour porter une évaluation critique de l'utilisation des MOP en vue de mener à bien ses objectifs de 2000-2001.

D'une façon générale, une attention particulière est portée sur le relâchement des radionucléides et des éléments en fonction de leur comportement en solution. Cela demande de bien connaître leur comportement chimique dans les conditions du champ proche et du champ lointain. A cet égard, la Commission présente au chapitre 8 les résultats tirés au plan international de la Conférence « Migration 99 ».

La Commission partage ce point de vue, souvent considéré comme annexe, et encourage l'ANDRA à poursuivre les études qu'elle a déjà entreprises dans ce sens en faisant plus largement appel à la communauté scientifique nationale et internationale.

Verres

Pour les verres issus du retraitement actuel, l'ANDRA utilise actuellement le MOP dit de vitesse de dissolution initiale de la matrice, en attendant la consolidation du MOP tenant compte de l'effet de la silice dissoute et de la formation du gel protecteur. Bien que des différences d'appréciation existent entre l'ANDRA et le CEA sur la prise en compte du rôle de la silice, l'Agence considère qu'elles ne sont pas déterminantes à ce stade du projet HAVL. Le premier MOP conduit à une performance minimale de relâchement de 10^{-5} par an pour une température inférieure à 50°C. Le second permettrait d'envisager, dans un environnement qu'il est raisonnable de supposer présent au sein d'un stockage, un gain de performance du verre de deux ordres de grandeur dans les mêmes conditions de température. Ce second MOP est discuté au chapitre 7. L'ANDRA ne donne aucun rôle de confinement au conteneur dans lequel le verre est coulé.

Coques et embouts

Pour les colis de coques et embouts et de déchets technologiques compactés et cimentés qui constituent les familles de colis et de déchets les plus importantes en terme d'inventaire radiologique et en terme de nombre de colis (usines de retraitement de COGEMA La Hague et Marcoule), l'ANDRA différencie les déchets compactés (colis CSD-C non encore produits) et les déchets cimentés.

Les performances de confinement des radionucléides par les colis de déchets compactés sont considérées avec prudence par l'ANDRA, qu'il s'agisse de l'activité labile de surface (4 à 10 % de l'iode, du césium et du carbone), de celle incluse dans la zircone et le zircaloy et des produits de dégradation des matières organiques (voir chapitre 7). L'ANDRA souhaite que soient précisées ces données, et d'autres, comme la production des acides organiques et des gaz y compris ceux de radiolyse, les interactions des produits de dégradation avec la barrière ouvragée cimentaire ou le milieu géologique. L'ANDRA continue sa réflexion sur ce sujet et devrait arrêter une position en 2000.

Déchets cimentés

Les besoins de connaissances pour les déchets cimentés sont de même nature que ceux identifiés pour les déchets métalliques compactés vis-à-vis des liants hydrauliques. L'ANDRA note que les " faibles " dimensions des colis (épaisseur du conteneur, épaisseur du sur-enrobage, épaisseur de la matrice) pourraient conduire à un rôle limité de ces colis cimentés dans le confinement sur le moyen et le long terme, par rapport au rôle de la barrière ouvragée ou des bouchons d'alvéoles. Par ailleurs, le vieillissement des colis en entreposage, avant leur introduction dans le stockage, comme la carbonatation atmosphérique, pourrait conduire à une évolution de l'état physico-chimique des bétons qui se traduirait par une diminution de la capacité tampon acido-basique ou des propriétés de diffusion des éléments sur lesquelles sont bâties les performances de confinement des radionucléides par ces bétons. Par conséquent, l'ANDRA souhaite disposer des évaluations relatives aux états physico-chimiques possibles des colis à la sortie de l'entreposage, en fonction de sa durée.

Bitumes

Pour les colis de bitumes de type STE3, les derniers travaux du CEA conduisent à une évaluation du relâchement des radionucléides de un à deux ordres de grandeur meilleurs que les évaluations retenues jusqu'ici par l'ANDRA. Il reste néanmoins à confirmer cette performance sur les autres colis de bitume (STEL et futurs colis STE2), ce qui est en cours.

La répartition et la localisation des radionucléides respectivement entre le bitume et les sels enrobés peuvent être hétérogènes et chaque localisation particulière conduit à des

évaluations du relâchement pouvant différer de plusieurs ordres de grandeur. La maîtrise de la connaissance de la répartition et de la localisation des radionucléides apparaît donc nécessaire. Les processus mis en jeu lors du relâchement des radionucléides et des solutés sont essentiellement de type diffusionnel. De ce fait, les coefficients de diffusion et les dimensions de l'objet colis sont des paramètres déterminants des échelles de temps du relâchement. Les incertitudes sur les valeurs des coefficients de diffusion doivent donc être précisées, en tenant compte de la variabilité de composition des solides et de l'impact de processus "de vieillissement" (oxydation radiolytique ou production de gaz). Des simulations numériques pourraient être un outil complémentaire (problème inverse). Les produits de dégradation du bitume sont aujourd'hui assez bien identifiés (acides organiques, gaz) mais la cinétique de relâchement l'est moins. L'ANDRA considère que les données sur les gaz de corrosion et de radiolyse doivent être consolidées, notamment pour l'ensemble des familles de colis de boues bitumées.

Combustibles usés

La problématique du comportement des combustibles usés est aujourd'hui bien posée. Les besoins de connaissances de l'ANDRA portent principalement sur le relâchement des radionucléides contenus dans la matrice d'oxyde, en couvrant l'ensemble des familles de combustibles usés (UOX de 45 à 55 GWj/t, MOX de 45 à 65 GWj/t). Dans l'état actuel des connaissances, ces besoins concernent par ordre de priorité :

- l'existence, les conditions et la durée d'une « dissolution radiolytique » significative de la matrice des combustibles UOX ou MOX, ainsi que le mode de relâchement des radionucléides pendant les processus de dissolution radiolytique ou de dissolution non radiolytique, c'est-à-dire fondée sur la solubilité des oxydes,

  Aux temps longs, les évaluations disponibles à ce jour conduisent à des performances identiques entre une évaluation de type " dissolution radiolytique " et une évaluation du type " solubilité " (cas des UOX). L'ANDRA constate que les connaissances disponibles ne concernent pas les combustibles UOX et MOX à hauts taux de combustion. Les processus de dissolution de la matrice et du relâchement des radionucléides reposent en partie sur les grandeurs gouvernant la spéciation aqueuse des actinides dans leurs différents degrés d'oxydation. A cet égard, l'ANDRA a mis en place un programme de 3 ans (1999-2001) pour étudier le comportement des éléments dans des conditions cohérentes avec les options de barrières ouvragées actuellement retenues, barrières cimentaires et barrières bentonitiques. Un tel programme ne pourra toutefois combler l'ensemble des lacunes de connaissance, en raison notamment de la difficulté à réaliser des études thermodynamiques précises et à caractère novateur. C'est pourquoi l'ANDRA participe au programme TDB (Thermodynamic Data Base) de l'AEN-OCDE, qui analyse et sélectionne en permanence les données thermodynamiques de base sur les

radionucléides les plus importants à un niveau international en recherchant le meilleur accord entre les données issues de différentes expériences de laboratoire,

- la caractérisation des paramètres des matrices des combustibles UOX et MOX, qui sont associés à la dissolution radiolytique, en particulier la surface spécifique d'oxydation. L'ANDRA constate que les données de valeur de cette surface, disponibles à ce jour, varient de plusieurs ordres de grandeur,

- le comportement de la matrice MOX par rapport à la matrice UOX. L'ANDRA constate que l'évaluation du comportement du combustible MOX repose aujourd'hui sur deux hypothèses : addition des comportements de l'oxyde d'uranium et de l'oxyde de plutonium (irradiés ou non) et comportement identique à celui de l'oxyde d'uranium pris comme enveloppe, compte tenu de la faible solubilité de l'oxyde ou des hydroxydes de plutonium. L'ANDRA considère que ces hypothèses doivent être clairement validées,

- les possibilités d'une oxydation de la matrice UOX ou MOX depuis sa sortie réacteur en passant par l'entreposage jusqu'à l'arrivée d'eau en situation de stockage, et l'importance d'une telle oxydation par rapport à la masse d'un assemblage,

- la nature et la quantité de l'activité labile.

Tous ces aspects concernant les combustibles usés sont pris en compte dans le programme PRECCI dans lequel l'ANDRA n'est pas partie prenante, mais dont elle partage les résultats. L'ANDRA a conduit sa propre réflexion sur le sujet depuis 1997, notamment à partir des travaux conduits à l'étranger et à l'occasion du groupe de travail "Stockage direct" (CEA, ANDRA, EDF, COGEMA). L'ANDRA note que la durée de l'effort de recherche nécessaire pour répondre à certains besoins (par exemple l'oxydation radiolytique) sera longue et dépassera l'échéance de 2006. Ce point sera évalué lors de la phase de l'Avant-projet préliminaire prévue par l'ANDRA pour 2001.

L'ANDRA a présenté à la Commission des tableaux récapitulatifs très clairs montrant quels phénomènes et quels paramètres elle prend en compte dans sa réflexion à long terme, en particulier les taux globaux de relâchement par an des radionucléides pour les divers colis. Cette notion est centrale dans les calculs de l'ANDRA. Ces tableaux sont annexés au présent rapport (annexe 2).

En conclusion, la Commission considère que l'ANDRA s'est exprimée en tant que responsable des recherches sur le comportement à long terme des colis en situation de stockage, sur les résultats essentiellement acquis par le CEA et qu'elle a lancé des recherches propres en relation avec ce sujet.

La prévision du comportement des radionucléides et d'une façon générale des éléments relâchés par les colis et les barrières ouvragées, soit dans le champ proche, soit dans le

champ lointain (et la biosphère) est reconnue par l'ANDRA comme un point important. Beaucoup de données existent sur ce sujet mais doivent être utilisées avec prudence. L'ANDRA conduit une réflexion critique sur ce point.

La Commission encourage l'ANDRA à poursuivre dans ces voies et à lui présenter l'avancement de sa réflexion, par exemple sous la forme de l'actualisation de ses tableaux récapitulatifs donnant les termes sources et les modèles de comportement par type de colis, avec l'explicitation de ce que recouvre la notion de taux de relâchement annuel dans chaque cas, en liaison avec le comportement des éléments relâchés et les conditions physico-chimiques qui sont supposées régner dans le stockage.

6.4 BILAN DES ETUDES ET TRAVAUX 1998 DE L'ANDRA

Conformément à la directive gouvernementale du 9 décembre 1998, l'ANDRA a rédigé un Bilan des études et travaux 1998. Ce rapport a été remis à la Commission le 4 janvier 2000. Après qu'il eut été examiné par le Conseil scientifique de l'ANDRA le 2 mars, il a été présenté par l'ANDRA à la Commission le 9 mars 2000 lors d'une réunion au cours de laquelle plusieurs sujets de recherches et de travaux ont également fait l'objet d'une présentation particulière.

La Commission n'est pas revenue dans cet avis, transmis au gouvernement et à l'ANDRA, sur les recherches et travaux qui lui avaient été déjà présentés au cours d'auditions antérieures, et sur lesquelles les observations de la Commission sont présentées dans son rapport annuel.

L'ANDRA a rappelé à la Commission que le Bilan demandé par le gouvernement n'est ni un rapport scientifique à proprement parler, ni un rapport d'activité classique : il contient des informations sur les résultats scientifiques et sur les activités des Services de l'Agence, mais il est avant tout un compte rendu d'avancement, à la date de fin 1998, qui doit permettre de constater la progression de la réalisation, ou non, des objectifs visés par l'ANDRA pour son projet HAVL.

Pour l'avenir, c'est d'ailleurs par rapport aux objectifs fixés dans son « Plan de Développement » que l'ANDRA a rendu public en 1999, que le bilan global des recherches et travaux de l'ANDRA devra être fait.

Le long délai entre la date d'établissement du Bilan et son examen par les instances d'évaluation : Conseil scientifique et Commission Nationale d'Evaluation, est expliqué par le fait que le Conseil scientifique de l'ANDRA n'a été renouvelé que le 25 octobre 1999.

Il en résulte que les appréciations sur le Bilan des études et travaux, qui devraient idéalement être exprimées en se ramenant à la fin de l'année 1998, ne peuvent qu'être décalées par rapport aux remarques faites par ailleurs par la Commission dans son 5ème rapport annuel de 1999, et dans le présent rapport. Il était d'ailleurs difficile pour l'ANDRA – qui a présenté, sur nombre des sujets examinés spécialement, les acquis obtenus en 1999 – et pour la Commission d'éviter de tenir compte des avancées récentes, d'autant plus que certaines d'entre elles ont été présentées au cours des journées scientifiques de l'ANDRA (Nancy, du 7 au 9 décembre 1999).

D'une manière générale, la Commission observe que le Conseil scientifique de l'ANDRA a procédé à une analyse approfondie et pertinente de la validité des résultats scientifiques présentés par l'Agence. La Commission fait donc siennes les observations du Conseil scientifique, sans ressentir le besoin de les reprendre ici point par point.

En ce qui concerne la forme donnée par l'ANDRA à son Bilan, la Commission observe que l'Agence s'est efforcée de répondre aux préoccupations de lecteurs très différents. On peut cependant observer qu'il est utile de présenter, dans un rapport qui se veut de synthèse, les résultats scientifiques d'une manière aussi intégrée que possible, sans diviser les matières en s'en tenant aux divisions d'organisation du travail de maîtrise d'ouvrage. Les résultats scientifiques validés doivent être distingués clairement des objectifs visés pour l'avenir. Les tableaux synoptiques présentés dans le volume A constituent une bonne présentation pour le lecteur averti. La première partie de ce volume devrait être une synthèse accessible pour tous les non-spécialistes du domaine.

La Commission porte un jugement positif sur le travail de l'ANDRA réalisé en 1998, année de transition pour l'Agence, qui lui a permis de consolider sa vue sur l'ensemble du travail à venir. Elle souhaite que les rapports suivants puissent bénéficier des remarques faites dans ce rapport. A cet égard, elle suggère que des moyens soient mis en place à l'ANDRA pour assurer une rédaction homogène de l'ensemble des parties qui constituera les rapports.

La Commission renouvelle son souhait que le travail scientifique aille jusqu'à son accomplissement, qui est la publication des résultats acquis dans des revues scientifiques internationales de premier ordre, et non seulement dans des congrès.

Certains des travaux présentés (notamment en hydrogéologie) ont atteint ce stade qui doit être visé par tous les chercheurs associés au projet de l'ANDRA. La crédibilité du projet de l'ANDRA dépend tant de cette ouverture à la critique nationale et internationale que de la possibilité de confronter ses propres travaux à ceux effectués par d'autres chercheurs. Le programme du GdR FORPRO est un premier pas en ce sens.

Il apparaît par ailleurs légitime que l'ANDRA se repose sur les résultats de travaux étrangers suffisamment validés ; il est en ce cas utile de les signaler.

6.5 LA SIMULATION NUMERIQUE

La simulation numérique est une aide à la connaissance et à la décision (conception et sûreté) dans la plupart des domaines, tel que l'analyse des phénomènes thermiques dans les sites de stockage (comme d'ailleurs d'entreposage), ou l'étude de la tenue des conteneurs dans le temps, ou encore la dispersion des radionucléides dans la biosphère, ainsi que la géomécanique des roches... Les études numériques de sûreté du stockage qui s'appuient sur la majeure partie des études précédentes sont les plus importantes à mettre au point pour l'instant. En effet, la simulation par ordinateur du comportement global d'un site de stockage est le principal outil pour l'étude de sa sûreté.

En tout état de cause, l'analyse de sûreté, conduite avec un outil numérique validé (code de sûreté), ayant un rôle central dans tout le programme de recherche sur le stockage, devrait servir de base dans les choix et les priorités pour la conception des installations de stockage et l'évaluation des performances globales du système choisi.

Une analyse de sûreté comprend plusieurs éléments interdépendants, chacun étant indispensable à l'obtention d'un résultat réaliste et crédible :

- détermination générale de l'évaluation future possible du système de stockage choisi, ce processus étant appelé élaboration de scénarios,
- élaboration et application des modèles appropriés (simulation numérique des phénomènes importants ou de sous-systèmes, par exemple le champ proche),
- évaluation (modélisation, simulation numérique) des conséquences radiologiques potentielles dans le cadre d'une analyse intégrée (couplages de plusieurs modèles),
- analyses des incertitudes et des sensibilités,
- validation et examen de tous les éléments constitutifs de l'analyse.

Il est donc nécessaire que l'ANDRA ait des compétences de pointe dans le domaine de la simulation, mais aussi que ses experts numériciens soient en mesure de maîtriser les autres aspects de l'analyse de sûreté.

Dans son précédent rapport, la Commission avait fait plusieurs critiques sur le déroulement de ces études, principalement sur le manque de coordination des acteurs de la loi et de plan à long terme, et sur les retards accumulés par rapport à l'échéance 2006.

L'ANDRA a présenté le 8 mars 2000 un plan de développement des outils de calcul numérique qui comprend la création d'une équipe responsable de l'intégration des études contractuelles et la création d'un outil cohérent et exploitable, dit plate-forme numérique.

Bien que la Commission ne puisse qu'approuver une telle orientation, ces problèmes et les différentes étapes envisagées renvoient de facto la création de la plate-forme numérique à 2001. Il n'y a donc plus de marge de manœuvre, le plan proposé doit fonctionner sinon il est probable qu'on ne pourra pas faire une étude de sûreté de niveau acceptable en vraie grandeur avant 2006 pour le site de l'Est. Quant aux études de sûreté pour les sites potentiels granitiques, elles sont rendues plus complexes que pour le cas des sites argileux en raison de la présence de fractures et des différences de comportement hydraulique qui en résultent dans ces deux milieux.

Une telle plate-forme numérique consiste d'abord en un enchaînement de quatre modules assez différents du point de vue des méthodes numériques utilisées : termes sources, champ proche, champ lointain et biosphère ; ensuite, en des adjonctions de modèles de sensibilité et d'identification de paramètres (problèmes inverses). Les Etats-Unis, le Canada et la Suède, pays sans doute les plus avancés dans les études de sûreté, ont ajouté un cinquième élément : des calculs de risques fondés sur une approche probabiliste, études qu'il sera peut-être nécessaire de faire en France en complément et qui nécessitent des codes de simulation optimisés.

Un des scénarios de l'ANDRA que la simulation doit traiter est le suivant :

1. Le site reste partout et en permanence à une température inférieure à celle de l'ébullition de l'eau. Cette hypothèse est très importante sinon des phénomènes complexes et potentiellement dangereux compliqueraient le problème. Or il faut bien voir que, déjà dans une configuration simple, le problème de températures plus élevées (présence d'une phase vapeur) est très difficile à simuler sur ordinateur.
2. A long terme, les conteneurs perdront leur étanchéité et les radionucléides commenceront à se disperser dans l'eau qui aura envahi le site de stockage, et seront transportés avec l'écoulement des eaux souterraines.
3. Le trajet de ces eaux, les phénomènes de diffusion, de dispersion et de convection influent sur la concentration des produits toxiques relâchés et leur date de résurgence à la surface ou dans les exutoires que pourraient constituer les aquifères surmontant le site, s'ils sont exploités.
4. Suivant les compositions et concentrations des eaux en éléments toxiques, des phénomènes nombreux et variés interviennent ensuite dans la biosphère jusqu'à l'incorporation par les végétaux, les animaux et l'homme.

Enfin, le retour des radionucléides à la biosphère doit être étudié sur au moins dix mille ans (Règle fondamentale de sûreté III-2-f), et, de façon approximative, sur des durées bien plus longues. Dans ces conditions, les changements climatiques et géologiques ne peuvent être négligés dans les études de simulation.

Termes sources

Pour la simulation numérique, les termes sources interviennent par les flux de chaleur et d'éléments mis en solution en fonction du temps et, dans une moindre mesure, par les rayonnements. En situation dégradée, les réactions chimiques entre la matrice et le champ proche sont compliquées par les produits de corrosion du conteneur ; la tenue des matrices et la solubilité des composants sont des facteurs très importants pour la simulation car ils déterminent les sources, la composition des radionucléides entraînés ainsi que leurs teneurs en fonction du temps. Il semble qu'il y ait de grandes incertitudes sur ces paramètres. Menées par le CEA dans l'optique de l'entreposage, les études de corrosion du conteneur progressent bien, celles concernant le relâchement du contenu des matrices devraient être précisées en 2001 ; cependant, le transfert entre la surface de la matrice en altération et le fluide convecteur est un problème difficile qui dépend entre autres de chaque radionucléide. Pour estimer les flux de chaleur, il conviendrait aussi de vérifier que l'information nécessaire est bien archivée pour chaque colis.

Il faudra évidemment bien vérifier que les modèles de corrosion ne sont pas établis seulement pour l'entreposage, mais aussi établis pour les conditions physico-chimiques du stockage.

Notons enfin que les études de relâchement aléatoire de produits toxiques à partir des conteneurs ne peuvent être que statistiques, ce qui complique le couplage avec les modules de calcul du champ proche.

Champ proche

L'étude du champ proche peut et doit être faite par un modèle THMC (couplage de Thermique, Hydraulique, Mécanique et Chimie) tridimensionnel avec des techniques numériques semblables à celles utilisées en mécanique (éléments ou volumes finis, maillages non-structurés, méthodes temporelles implicites... mais donnant lieu à des temps de calcul élevés). Trois objectifs sont visés :

- obtenir une carte des températures dans le site pendant la période de décroissance thermique (environ mille ans) de manière à s'assurer que les températures restent inférieures à la température maximale admissible ;

- étudier l'endommagement du milieu géologique et les modifications de ses propriétés dues au fonçage des puits, au percement des galeries, et aux effets (thermiques, en particulier) de la présence des déchets ;
- quantifier le transport des radionucléides quand les conteneurs cèderont.

L'ANDRA a identifié plusieurs partenaires capables de réaliser de telles études, mais elle n'a pas encore choisi et peut-être ne faut-il pas le faire tant qu'on est pas sûr que celui-ci sera capable de prendre en compte les développements amont (termes sources), aval (couplage avec les études de champs lointain) et informatiques (couplage de code, calcul parallèle, différentiation automatique pour la sensibilité des paramètres....).

En tout état de cause, il faut rappeler que l'établissement d'un cahier des charges et d'un plan de développement est indispensable.

Le cas d'une température supérieure au point d'ébullition de l'eau est beaucoup plus compliqué à simuler et il est peu probable qu'on puisse le faire avant 2006. En effet, les études préliminaires comme PRACLAY (voir chapitre 8) et les simulations multiphasiques faites avec le code BRIGHT (Université Polytechnique de Catalogne) mettent en évidence les difficultés accrues de la modélisation et de la simulation.

Champ lointain

Les études du champ proche décrivent les phénomènes avec des précisions de l'ordre du mètre. En revanche, pour le champ lointain, les phénomènes sont plus lents et ont des effets à plus grande échelle. Les techniques numériques sont différentes de celles utilisées pour le champ proche car il faut bien reproduire le transport par l'eau (utilisation de méthodes mixtes, conservatives, avec décentrages...).

En étudiant par la simulation le transport convectif, dispersif et diffusif des radionucléides par l'eau dans les couches géologiques sur plusieurs dizaines de kilomètres autour du site de stockage on pourrait, si tous les paramètres étaient connus, établir des cartes de concentration des divers radionucléides à l'intérieur du milieu et en surface. Peut être faudrait-il aussi étudier les effets thermiques dans le champ lointain, la température du massif étant sensiblement augmentée.

En dehors de quelques études préliminaires, peu de simulations de cette nature ont été présentées à la Commission malgré sa demande. Rappelons que, même si le problème est difficile, les méthodes de sous-domaines, l'homogénéisation, les méthodes stochastiques devraient être explorées. Or l'industrie du pétrole a des problèmes similaires, étudiés depuis plus de 20 ans, et l'ANDRA n'est pas isolée pour ce problème.

Le couplage avec les modules de calcul du champ proche est aussi un problème difficile sur lequel il faut déjà réfléchir. Mais l'ampleur des problèmes est telle qu'il faut y impliquer d'autres équipes venant du CNRS et de l'Université. L'action déjà initiée avec le CNRS (Ecole d'été CEMRACS) devrait être amplifiée.

Biosphère

La Commission s'est déjà inquiétée de ce que les simulations de la biosphère qui lui ont été présentées lors des auditions soient essentiellement qualitatives. Un programme de recherche lui a été annoncé. Mais il faut noter que la situation internationale de la recherche sur les processus dans la biosphère n'est pas tellement meilleure en ce qui concerne les stockages profonds. Les études connexes au rapport de l'UNSCEAR, rapportées au chapitre 8, témoignent que des études de base existent, mais qu'il faut les adapter aux particularités du stockage du site de l'Est. Dans les cas qui nous concernent, il est clair que la situation sera très différente suivant que les radionucléides seront relâchés par convection dans une rivière ou dans un ouvrage de captage des eaux souterraines, ou par convection-diffusion à la surface d'un champ ; de même, les conditions météorologiques lors du relâchement (glaciation possible) sont importantes. Par ailleurs il ne faudrait pas négliger les facteurs de concentration écologique (tourbières par exemple) et biologique (champignons, bactéries...).

En ce qui concerne les effets sur l'homme, la Commission a évoqué au § 3.3.2 le problème posé par les incertitudes sur les données. Les fondements de la radioprotection sont eux-mêmes remis en cause, ainsi que ceci est montré dans le document porté à l'annexe 4.

Recommandations

La Commission recommande :

1. cette année encore, une montée en puissance et un programme vigoureux de la simulation numérique, visant à la création d'un groupe pour l'intégration des études dans une « plate-forme numérique ». Le groupe qui en sera chargé au sein de l'ANDRA devrait avoir un responsable qui soit un scientifique de haut niveau avec des moyens clairement définis, et une capacité de synthèse pour l'intégration de tous les éléments de l'analyse de sûreté dans sa globalité. En effet, la coordination avec les équipes des autres acteurs de la loi est une tâche complexe qui implique que le responsable ait vis-à-vis de tous un statut lui permettant de la mener à bien.
2. de concentrer les moyens sur les points durs du problème comme l'expression des termes sources (tenant compte des conteneurs et sur-conteneurs lorsqu'ils seront définis) et l'expression des couplages termes sources - champ proche - champ lointain. Ceci peut nécessiter un redéploiement de la planification pluriannuelle des ressources.

3. de prendre une part active aux exercices scientifiques nationaux et internationaux de simulation des stockages pour évaluer la situation actuelle. La Suède, la Finlande, les USA et le Canada ont un programme de simulation très en avance sur le programme français. La Suède et la Finlande, en particulier, ont mené jusqu'au bout plusieurs calculs de sûreté pour un site granitique (voir chapitre 8). Il serait par ailleurs opportun de se rapprocher des pays ayant à gérer les mêmes types de déchets (Allemagne, Belgique, Japon, Royaume-Uni...).
4. de stimuler la recherche pour la partie « biosphère » afin d'aboutir à des modèles et des codes de calculs adaptés au problème spécifique du stockage.
5. de repenser le problème de la comparaison études numériques / expérience, en particulier pour l'évaluation de l'endommagement mécanique et hydraulique du milieu géologique dû au fonçage des puits, des galeries, leur évolution et leur influence sur les milieux adjacents dans le site de l'Est car l'objectif principal est bien d'arriver en 2006 avec un outil numérique validé; la validation des modèles séparés ne suffit pas.

6.6 LES AVANCEES REALISEES DEPUIS L'ENGAGEMENT DES PROGRAMMES DANS LE CADRE DE LA LOI

La loi du 30 décembre 1991 confie à l'ANDRA la mission d'étudier "les possibilités de stockage réversible ou irréversible dans des formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains" (axe 2). Trois sites potentiels ont été reconnus par l'ANDRA dans l'Est, dans le Gard et dans la Vienne. Une étape importante a été franchie avec le dépôt en juin 1996 des dossiers de DAIE pour obtenir les autorisations de réalisation de laboratoires souterrains dans ces sites.

Les DAIE étaient fondées sur les résultats de travaux de reconnaissance à partir de la surface sur les sites et sur un acquis de connaissances résultant d'études multidisciplinaires conduites en partenariat avec des organismes français et étrangers. Les DAIE présentaient notamment les premiers choix d'options initiales de conception (OIC) d'éventuelles installations de stockage, qui étaient, en somme, la résultante des connaissances de l'époque. Sur la base de ces OIC et de scénarios choisis, les DAIE présentaient également des approches de sûreté et les grandes lignes des recherches à conduire dans les laboratoires souterrains pour consolider les OIC et les approches de sûreté.

Comme il est indiqué dans le Bilan 1998 des études et des travaux de l'ANDRA, celle-ci a commencé par anticipation la préparation de la phase de travaux et d'études qui allait suivre les autorisations de revenir sur les sites et qui doit aboutir en 2006. Très logiquement, elle a travaillé sur le calendrier des actions à entreprendre et a consolidé son

Plan de Développement pour le projet HAVL, qui concerne l'étude de la faisabilité d'un éventuel stockage dans l'argile et le projet MOLS, qui concerne le creusement du laboratoire souterrain.

Dans ce cadre, l'ANDRA a réalisé :

- trois synthèses des connaissances acquises sur chaque site. Celles-ci ont été présentées à l'occasion de journées scientifiques tenues à l'automne 1997 et ont été publiées dans des ouvrages facilement accessibles ; certains résultats auraient mérité publication dans des revues de plus large audience internationale,
- la rédaction des cahiers des charges des opérations à entreprendre pour l'installation des laboratoires, l'ANDRA étant maître d'ouvrage,
- la consolidation des premiers choix des OIC pour faire des choix d'options de conception mieux étayés, appelés concepts préliminaires.

Pour développer les recherches fondamentales à mener dans le contexte de la création de laboratoires souterrains et en bénéficier pour le bilan qui sera établi en 2006, l'ANDRA a créé conjointement avec le CNRS un "Groupement de Recherche", le GdR FORPRO qui fédère les équipes universitaires et favorise une approche pluridisciplinaire, multiéquipe des problèmes géologiques rencontrés pour l'établissement de laboratoires souterrains.

L'autorisation d'installation d'un laboratoire sur le site de Bure a été donnée à l'ANDRA le 8 décembre 1998 ainsi que la mission de rechercher un nouveau site dans le granite. Les décisions gouvernementales ont aussi ouvert deux champs de réflexion et d'étude très importants : (i) le choix de la réversibilité des stockages qui devra se traduire dans l'ingénierie minière aussi bien que dans les caractéristiques des conteneurs ; (ii) la spécificité des sites de stockages qui devront être adaptés aux types de déchets. Ceci a conduit l'ANDRA à focaliser son action sur la préparation du programme de recherche correspondant sur le site de l'Est et sur la sélection de plusieurs sites granitiques susceptibles de faire l'objet d'un programme de recherche approfondi en vue de la réalisation d'un laboratoire souterrain, tout en poursuivant l'implication de la communauté nationale dans le cadre du GdR FORPRO.

Les deux premiers thèmes ont été traités dans les chapitres 6.1 à 6.3. Le troisième s'est traduit par plusieurs manifestations, notamment le Colloque du GdR FORPRO qui s'est tenu les 20 et 21 Septembre 1999 à La Grande Motte et les journées scientifiques de l'ANDRA tenues à Nancy du 7 au 9 Décembre 1999.

Le colloque du GdR FORPRO a témoigné de la forte implication de la communauté scientifique universitaire et CNRS à traiter des actions de recherche fondamentale souvent très ciblées concernant l'étude expérimentale et la modélisation des transferts dans les

milieux fracturés ou non fracturés, la géochimie des eaux interstitielles dans les argiles, la diagénèse, les propriétés hydromécaniques des roches de sites de stockage, l'imagerie géophysique en champ proche et les risques sismiques. Ces études seront développées à la fois sur le site de l'Est et dans le cadre d'études à caractère fondamental et générique sur les milieux granitiques. Plusieurs rendez-vous sont prévus pour l'ensemble de la communauté scientifique nationale à l'occasion d'ateliers thématiques prévus au cours des années 2000 et 2001.

Les journées scientifiques de l'ANDRA de décembre 1999 ont été davantage focalisées sur le site de l'Est. Il peut paraître paradoxal d'exposer, en tant qu'avancée scientifique, l'expression d'orientations et de questions que les scientifiques de toutes disciplines, réunis par l'ANDRA au cours de journées scientifiques du 7 au 9 décembre 1999, ont formulées au terme de leurs débats. Mais la clarification opérée est importante et le signalement du chemin qui reste à parcourir, essentiel.

Tant les scientifiques qui travaillent directement pour l'ANDRA, que ceux du monde académique et les scientifiques étrangers, s'accordent à juger que les objectifs des recherches et les priorités doivent découler des besoins de l'analyse de sûreté d'une installation de stockage géologique. La protection des êtres humains et de l'environnement, tout en évitant de transmettre des charges excessives aux générations futures, est, en effet, le but même de ce stockage, et non une simple condition. Une première analyse de sûreté d'un avant-projet de stockage n'est certes pas encore faite, mais les approches partielles d'analyse de performance des systèmes d'un stockage qui ont pu être faites guident utilement l'effort de recherche.

La très faible perméabilité sur échantillon de la formation argileuse callovo-oxfordienne du site de l'Est est à présent bien établie, quoiqu'elle sera a priori difficile à mesurer in situ avec précision. La Commission considère aussi que la présence ou l'absence d'une éventuelle microfracturation naturelle de cette argile reste toutefois à établir en laboratoire souterrain, ainsi que l'éventuelle perméabilité à grande échelle qui pourrait en résulter. Le comportement mécanique de l'argilite à court et à long terme doit faire l'objet d'investigations très approfondies en laboratoire souterrain, ce qui permettra très probablement sa bonne caractérisation. En revanche, il sera plus difficile de mesurer les propriétés qui caractérisent les couplages hydromécaniques au sein de l'argilite. L'endommagement de la roche résultant de la création de cavités a fait l'objet de tentatives de modélisation. Cet effort doit être poursuivi et le débat ouvert sur les caractéristiques des dommages et l'extension de la zone endommagée sera stimulé par les premières observations faites en laboratoire souterrain. La perméabilité de la zone endommagée, bien plus grande que celle de la roche hôte, devra être évaluée avec attention.

Des procédés d'investigation de la zone endommagée sont dès à présent disponibles et de nouvelles techniques sont en développement. La zone endommagée est d'une étude d'autant plus difficile qu'aux dommages mécaniques proprement dits, notamment ceux qui résulteront à long terme du fluage, se combinent des dommages dus à la désaturation et à la resaturation ultérieure de la roche, à son altération par l'air et par les matériaux amenés dans le dépôt, et d'une manière générale, à son évolution géochimique. Les études présentées lors des journées scientifiques de l'ANDRA ne constituent qu'une ébauche des recherches nécessaires. Celles-ci devront en particulier porter sur les déformations lentes, à très long terme.

L'extrapolation aux grandes échelles de temps des phénomènes mécaniques à de très faibles vitesses est un défi scientifique. On retiendra cependant que les mouvements à des vitesses très faibles pourraient faire l'objet de travaux expérimentaux. Cependant, l'étude des mécanismes de fluage au niveau des grains ou des cristaux pourrait peut-être constituer une base plus robuste que l'examen des évolutions, au regard de résultats expérimentaux incertains.

Malgré les progrès accomplis, notamment la prise en compte des cinétiques de réactions hétérogènes et la compréhension des réactions de dissolution et de précipitation, il reste encore beaucoup de chemin à parcourir pour décrire de façon rigoureuse le comportement thermodynamique, mécanique et hydraulique du système eau-argile. L'étude de ce comportement dépend de la qualité des données recueillies in situ et doit tenir compte du fait que, à long terme, il y aura des éléments ajoutés par les barrières et par la dégradation des colis, c'est-à-dire à des concentrations élevées dans le champ proche. Le comportement des radionucléides et des éléments constitutifs des colis dans les champs proches et lointains où ils seront à des concentrations successivement élevées puis extrêmement faibles sera régi à terme par la thermodynamique. Les bases de données à inclure dans les modèles doivent couvrir à la fois les espèces en solution et la détermination des phénomènes de sorption.

L'établissement des bases de données thermodynamiques complètes nécessaires à l'étude du stockage géologique est un travail de longue haleine, où l'AEN et l'OCDE jouent un rôle fédérateur et majeur. Si la connaissance des propriétés thermodynamiques de nombreux radionucléides est bonne, il n'en est pas de même des données relatives aux vitesses de réaction, notamment des réactions redox, des propriétés catalytiques des actinides, etc. L'étude de la chimie des radionucléides doit être poursuivie dans un contexte pluridisciplinaire, en approchant des chimistes et géochimistes de diverses spécialités.

Des modèles géochimiques et des modèles couplés chimie-transport sont de plus en plus utilisés mais leurs capacités prédictives dépendent des progrès dans la constitution des bases de données, de la prise en compte des effets cinétiques et de l'identification des phases solides prépondérantes.

CHAPITRE 7 : LES RECHERCHES SUR LE CONDITIONNEMENT ET SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE – Axe 3 de la loi de 1991

Conformément à la définition de l'axe 3 de la loi de 1991, le CEA a distribué les recherches concernant l'axe 3 de la loi dans deux grands programmes : Traitement et conditionnement des déchets et Entreposage de longue durée.

Le premier grand programme comprend notamment le programme « Nouvelles Matrices de Conditionnement » (NMC) initié en 1997.

Le second grand programme comporte trois programmes : Comportement à Long Terme des Colis (CLTC) dans des conditions génériques, normales et dégradées, d'entreposage et de stockage initié en 1998, Critères d'Acceptation et Caractérisation (programme CAC), initié en 1999 et Entreposage de très Longue Durée (EtLD), initié en 1997. Pour le programme CAC il s'agit bien des critères d'acceptation en entreposage de longue durée et non en stockage, lesquels relèvent de la compétence de l'ANDRA dans le cadre de l'axe 2.

Dans le programme NMC, les éléments visés sont d'une part les éléments séparés, iode, césium et actinides, et, d'autre part, l'ensemble complet des produits de fission et des actinides mineurs comme pour les verres actuels. Les recherches portent sur la formulation des matrices en fonction d'objectifs de tenue à plus ou moins long terme. Ce programme est en appui massif du concept Séparation-Conditionnement mais il est maintenant élargi à la reprise de déchets de haute activité de retraitement classique sans séparations poussées. L'étude de la tenue de ces matrices bénéficie de la méthodologie développée dans le projet CLTC.

Le programme CLTC prend en compte des objets très différents, les colis actuels ou près d'être produits, les conteneurs (pour les études de corrosion), les nouvelles matrices et les combustibles usés dans un souci de méthodologie d'étude et de rapprochement de problèmes communs, comme l'apparition des couches altérées protectrices en présence d'eau. Le programme CLTC a pour finalité de fournir des renseignements non seulement pour l'entreposage mais aussi pour le long terme c'est à dire quand les enveloppes des colis ne constitueront plus des barrières. Il a donc aussi pour objectif des études sur des périodes de temps très différentes, recouvrant à la fois les opérations d'entreposage de longue durée (axe 3) et de stockage (axe 2). On voit apparaître ici la nécessité d'une forte collaboration entre le CEA et l'ANDRA, nécessité que la Commission a déjà soulignée pour que les recherches avancent en cohérence. Cette collaboration est spécifiquement établie dans le sous-programme Comportement des Colis en Champ Proche (C3P) et, d'une façon

générale, les deux organismes ont affirmé à la Commission qu'il y avait une cohérence entre les pilotages des recherches des axes 2 et 3.

Pour une large part, le programme CAC est destiné à la caractérisation des colis (méthodologie et moyens), valable pour l'entreposage de longue durée et le stockage. Là encore, les critères d'acceptation en entreposage de longue durée relèvent de l'axe 3 mais les spécifications des colis pour le stockage doivent être établies par l'ANDRA. Il convient donc que les études de caractérisation soient bien un tronc commun. Cela va aussi dans le sens d'une collaboration étroite entre le CEA et l'ANDRA sur ce sujet. A cet égard, le CEA et l'ANDRA ont présenté leurs besoins respectifs en matière de caractérisation associés à des calendriers. Pour le projet de stockage géologique, le critère essentiel est la sélection des radionucléides sur la base de leur impact radiologique potentiel aux exutoires. Pour l'entreposage il n'est nécessaire de connaître le contenu radiologique et chimique des colis que pour examiner des situations hors dimensionnement.

Les études de comportement à long terme, qui concernent principalement la situation de stockage, ont été traitées dans l'axe 2 (voir § 6.3).

Le Gouvernement a donné mandat au CEA, en avril 1999, pour conduire les recherches sur l'entreposage en surface et subsurface. Les programmes de recherche s'articulent autour de quatre thèmes :

- la conception d'installation d'entreposage en surface ou subsurface,
- les conteneurs et les surconteneurs,
- le comportement à long terme des assemblages combustibles et des colis de déchets,
- la caractérisation et la réalisation des dossiers de connaissances des colis.

Ces trois derniers thèmes font l'objet d'une analyse dans la première partie de ce chapitre « les recherches sur le conditionnement ». C'est donc sur le thème des installations d'entreposage de longue durée que l'accent sera mis dans la deuxième partie de ce chapitre mais l'étude de ces installations doit tenir compte des conteneurs et surconteneurs, et des comportements à long terme des colis en situation d'entreposage.

La Commission note que le CEA considère que les conteneurs d'entreposage devraient pouvoir servir au stockage et elle recommande que cette stratégie soit clairement mise en exergue et appliquée dans la définition des grandes orientations du programme CLTC.

7.1 LES RECHERCHES SUR LE CONDITIONNEMENT

Il convient de distinguer celles qui portent sur les déchets non conditionnés et sur les colis industriels pour l'instant en entreposage de circonstance, de celles qui visent à de futurs conditionnements spéciaux des éléments séparés (ou non) dans des matrices appropriées.

Dans le premier cas, il faut encore distinguer celles qui portent sur la caractérisation des colis de celles qui visent à l'étude du comportement à plus ou moins long terme des enveloppes et des matrices de conditionnement, lorsqu'elles existent. Dans le deuxième cas la distinction qu'il conviendrait de faire entre formulation de la matrice et altération à long terme est moins évidente car le choix de la formulation est justement fondé sur l'objectif d'atteindre une forte résistance à la lixiviation, comme nous l'avons déjà fait remarquer.

En 1999-2000, la Commission n'a pas auditionné le CEA sur les recherches qu'il mène dans les domaines de la décontamination des matériaux considérés comme des déchets pour tenter de les déclasser, alors qu'elles sont rapportées en détail dans le rapport d'activité du CEA 1999-2000. La Commission n'évalue donc pas les recherches correspondantes qui ont d'ailleurs été traitées dans le rapport n° 5 et les réexaminera ultérieurement.

Elle a, en revanche, examiné les recherches en cours sur : les procédés de traitements thermiques (10 novembre 1999), les moyens de caractérisation des colis (5 octobre 1999), les nouvelles matrices et les procédés à haute température associés (10 novembre 1999) et les comportements à long terme des matrices et matériaux de conditionnement (15 décembre 1999).

Il n'existe pas de réunions internationales spécifiques sur le conditionnement, comme c'est le cas pour les séparations chimiques (voir chapitre 5). Les informations sont dispersées dans les réunions à caractère général évoquées au paragraphe 5.1.1. L'analyse qui suit est fondée sur ces informations, sur le rapport d'activité du CEA, les réponses aux recommandations de la Commission, le document de Stratégie de la recherche et les auditions, complétés par des rapports annexes que le CEA a fait parvenir à la Commission. Elle tient à souligner la qualité des informations fournies qui lui permet de procéder à une évaluation.

Comme dans le chapitre 5 on se limitera ici à l'essentiel des résultats acquis en 1999 et à quelques rappels essentiels.

7.1.1 Les principaux acquis de l'année 1999

En complément aux acquis de type méthodologique résultant de la réorganisation des recherches mentionnée ci-dessus, la Commission retient comme acquis importants pour l'année écoulée, parmi les nombreux résultats qui lui ont été présentés :

- la poursuite de l'effort technologique sur le traitement et le conditionnement des déchets, notamment concernant l'utilisation des hautes températures (incinération/fusion pour vitrifications diverses),
- l'amélioration des modèles opérationnels de comportement à long terme des matrices de confinement actuelles et prévisibles,
- l'effort technologique dans la synthèse des nouvelles matrices de confinement, l'avancement de la connaissance de leurs propriétés notamment avec les premières vitesses d'altération de quelques phases et les premières études de modélisation.

7.1.2 Les recherches sur les déchets anciens et les colis industriels actuels

La situation est claire pour les déchets anciens relevant de la loi et a été décrite dans les précédents rapports de la Commission. Il existe des plans à moyen terme (jusqu'à quelques dizaines d'années) de reprise et de conditionnement des déchets en entreposage, qui passent par la caractérisation de ces déchets, pour voir s'il est possible de les conditionner selon des procédés déjà spécifiés et agréés. Il appartiendra à l'autorité de sûreté de se prononcer sur ces points. La recherche proprement dite du CEA sur ce sujet, au regard de la loi, n'est que prospective pour pallier d'éventuelles impossibilités de les conditionner selon les voies habituelles. De ce fait, elle ne peut être que générique et cela renvoie aux études générales du CEA en matière de conditionnement. Rien n'a réellement bougé en 1999 sur la recherche concernant les déchets anciens (voir chapitre 2).

Pour les déchets combustibles (déchets organiques) ou vitrifiables à haute température, générés par certaines activités nucléaires du CEA, la Commission a eu connaissance des derniers développements en matière d'incinération et de fusion en creuset froid à des fins de vitrification, comme elle l'avait souhaité.

L'incinération permet une réduction sensible de masse et de volume des déchets et sa faisabilité technologique est démontrée. Le procédé IRIS permet de retenir toute l'activité des déchets. Le centre CEA de Valduc a mis en actif en avril 1999 un incinérateur fonctionnant sur ce procédé dont il optimise le fonctionnement. Le facteur limitant l'exploitation des incinérateurs est souvent la masse de matière fissile et les recherches pour assouplir leur fonctionnement vont dans le sens d'adapter les installations avec des structures géométriquement sous-critiques, par exemple par la mise en place d'un réacteur cylindrique de postcombustion plasma, dont l'efficacité est aujourd'hui démontrée.

La mise en œuvre de creusets froids permet d'élaborer des matériaux de confinement possédant d'excellentes performances de résistance à la lixiviation mais qui, à l'état liquide, sont trop agressifs pour être traités dans les fours classiques à parois chaudes, parce qu'ils contiennent par exemple des sulfates ou des phosphates. Ils peuvent être soit associés à des calcinateurs classiques de façon à être alimentés en déchets solides, soit être alimentés directement en effluents liquides à vitrifier, ce qui simplifie l'installation de vitrification. Il est prévu de remplacer un four à creuset chaud sur l'une des chaînes de vitrification de COGEMA à La Hague par un four à creuset froid et d'examiner à Marcoule diverses applications comme l'élaboration de nouvelles matrices de confinement des éléments séparés.

Pour les colis industriels la recherche porte sur leur caractérisation traitée dans le programme CAC.

A cet égard, le développement des méthodes de mesures avec et sans prélèvement se poursuit et a connu une accélération en 1999. Beaucoup a été fait dans ce dernier domaine où imagerie, tomographie, mesure de rayons gamma et de neutrons selon des modes dits actifs (on mesure ce qui est émis par les colis) et passifs (on excite les noyaux contenus dans les colis avec des neutrons ou des photons gamma et on mesure ce qui est émis) permettent de connaître les hétérogénéités et les teneurs en divers radionucléides notamment émetteurs alpha. Le CEA a présenté des tableaux récapitulatifs de l'état de l'art du mesurage d'activité des produits de fission et d'activation à vie longue dans divers colis et déchets. Ces perspectives de recherches ne vont guère au-delà de 2001, année après laquelle les recherches devraient avoir abouti. Les paramètres qu'il est prévu de mesurer sur les colis de déchets B et C conviennent à L'ANDRA qui, par ailleurs, examine pour ses besoins prévisionnels d'expertise des possibilités d'analyse de certains radionucléides.

Enfin des procédures de caractérisation de tout ou partie des colis et de mesure de performances dans la durée sont en bonne voie d'aboutir, qui mettent en œuvre toutes les connaissances acquises à ce jour. Un recueil des méthodes et possibilités d'analyses pour les radionucléides à vie longue est en cours d'actualisation par le CEA et COGEMA.

Au plan fondamental, il reste encore quelques problèmes à étudier mais des appareils sont en cours d'installation, soit prototype dans CHICADE (Cadarache) pour trier les colis de bitume de UP1, soit de type industriel à la Hague pour caractériser en ligne les colis de coques compactés.

A titre d'exemple de recherches conduites en 1999 portant sur des radionucléides particuliers, on peut citer l'analyse du chlore 36 dans les graphites et les résines. Les limites de détection obtenues sont de l'ordre de 1 Bq/g à partir d'une analyse par scintillation liquide et peuvent atteindre 10^{-2} Bq/g par la technique de spectrométrie de masse par accélérateur.

Ces études vont de pair avec une actualisation approfondie des connaissances théoriques (codes de calcul, fonction de transfert, analogies chimiques) et expérimentales sur les teneurs en divers radionucléides dans les combustibles usés et les déchets de retraitement de la Hague. Ces études ont été présentées à la Commission.

La caractérisation chimique des colis pose plus de difficultés que la caractérisation radiologique. Elle nécessite souvent une prise d'échantillon mais des méthodes d'analyse par activation neutronique ou photonique sont en cours de développement.

Par ailleurs, l'amélioration de la gestion des déchets tritiés du CEA (purs et mixtes) passe par l'amélioration de la mesure du taux de dégazage en tritium des colis et par la validation d'une mesure du tritium par l'hélium 3, afin de trier les fûts de déchets avec une sensibilité suffisante. Le stockage en surface de certains déchets graphites d'EDF est limité en raison de leur teneur en carbone 14 et chlore 36. La Commission a été informée sur l'état des lieux et des problèmes liés à la gestion de ces déchets.

La caractérisation des colis est importante pour le processus de spécification et d'agrément, la conception physique du stockage (choix du regroupement des familles de colis en colis-types et leur mise en place physique), les conditions d'exploitation et les conditions de réversibilité.

L'effort important conduit depuis ces dernières années en caractérisation des colis de déchets et des déchets anciens devrait conduire à une panoplie de méthodes et de techniques performantes. Le CEA devrait être en mesure, ainsi qu'il l'avait annoncé à propos de la prospective des inventaires, de procéder au tri de ses colis à des fins d'éventuel déclassement. La Commission souhaite que le CEA lui présente dès que possible l'état de la question.

7.1.3 Les nouvelles matrices de conditionnement

Il convient que les éléments séparés soient insérés dans une structure résistante à l'irradiation interne et à la lixiviation et que celle-ci soit préparée par fusion ou frittage. Lorsque les premières évaluations de performance de durabilité, fondées sur des expériences de laboratoire, sont conformes à ces objectifs, la faisabilité scientifique est atteinte. C'est ce qui est visé pour 2001 en matière de nouvelles matrices de conditionnement d'éléments séparés. Les matériaux génériques en cours de développement sont des céramiques/vitrocéramiques (apatites, phosphates, zirconolites, zircone), des verres (autres que le verre R7T7) des vitrocristallins (particules de céramique dans du verre) dont il a déjà été question dans le rapport n° 5. Les procédés de fusion par induction sont privilégiés.

Césium

Plusieurs matrices sont en développement, verres spéciaux et céramiques à base de hollandite et d'apatite. Une composition de verre aluminosilicaté à 3,5 % d'oxyde de césium et 0,5% d'oxyde de rubidium à été sélectionnée pour la poursuite des tests de lixiviation. Il y a peu d'exemples de minéraux naturels renfermant beaucoup de césium, excepté la pollucite (silicoaluminate de césium) et la hollandite (aluminotitanate de baryum et de césium de composition variable). Les recherches se sont orientées, avec succès, vers la préparation de hollandite qui peut être obtenue avec une charge de 25% en oxyde de césium par frittage sous pression. Comme il serait préférable de procéder par fusion, le système quaternaire d'oxydes de base entrant dans la composition de la hollandite a été étudié sans toutefois conduire à des phases hollandite pures. Par ailleurs les tests de lixiviation sont décevants. Du coté des apatites, la synthèse par frittage des britholites au césium (composé complexe renfermant du calcium, du néodyme, du fluor, du phosphore, du silicium et de l'oxygène) n'a pas non plus abouti à des phases pures.

Iode

La matrice est un composite : une apatite iodovanadophosphoplombeuse enrobée dans l'apatite qui lui donne naissance par réaction avec l'iodure de plomb. Les conditions de frittage réactif sous pression entre les deux composantes sont à l'étude. Les tests de lixiviation jusqu'à 90 °C en eau pure sur la iodoapatite en poudre montre un très faible relâchement de l'iode.

Plutonium et actinides

Les actinides trivalents (américium, curium) peuvent être incorporés dans des britholites en substitution du néodyme. Il en est de même des actinides tétravalents comme le plutonium en substitution du néodyme ou du calcium avec compensation de charge par les silicates. Cela ouvre des perspectives et les recherches sont focalisées dans ces deux directions. La zirconolite (oxyde mixte de calcium, zirconium et titane) qui incorpore les actinides (avec d'autres éléments comme le silicium et l'aluminium) et qui a un fort pouvoir de résistance à la lixiviation par formation d'un gel protecteur passivant en surface a été choisie pour poursuivre les études. Ces résultats ont conduit à développer les vitrocristallins à zirconolite que l'on obtient en contrôlant la température de refroidissement d'un verre de composition appropriée. Pour l'instant, les expériences portent sur l'incorporation du néodyme et du cérium tri- et tétravalent. Les tests de lixiviation à 100°C sont particulièrement prometteurs. La zirconolite présente une vitesse initiale d'altération 100 fois inférieure à celle des verres. Enfin le phosphate diphosphate de thorium est particulièrement intéressant pour incorporer le plutonium, mais aussi les actinides trivalents. L'étude de la lixiviation a été poussée jusqu'à l'étude des mécanismes de dissolution et celle des phases néoformées qui limitent en fait la solubilité des constituants de la matrice à de très faibles valeurs. L'étude du frittage se poursuit.

Solutions de produits de fission

Les solutions de produits de fission résultant du retraitement de combustibles à uranium métallique à la Hague (1966-1984) contiennent des éléments particuliers, notamment du molybdène et cela nécessite pour les vitrifier (après 2002 selon COGEMA) une formulation spéciale de verre. Plus de 100 formulations ont été testées avant de trouver celle qui offre le meilleur compromis entre charge en molybdène, faisabilité et durabilité chimique. Celle-ci est en cours d'optimisation. D'autres déchets, comme des effluents riches en sodium, en sulfates ou phosphates pourraient être vitrifiés dans des verres spéciaux éventuellement élaborés dans des

creusets froids. Cette activité de recherche du CEA et de COGEMA était jusqu'à aujourd'hui, plus ou moins considérée hors du champ de la loi de 1991. La Commission considère que le domaine exploré est riche d'enseignements pour toutes les nouvelles matrices.

Grille d'évaluation

Toutes les données acquises sur ces matrices visent à renseigner des grilles d'évaluation pour sélectionner la matrice offrant les meilleures performances en fonction du radionucléide à confiner. Les paramètres à renseigner sont :

- la connaissance du matériau et notamment le taux de charge. Pour toutes les matrices envisagées, ce taux de charge sera inférieur à 10% en masse ; soit pour des raisons structurales (cas de l'iode), thermiques (cas du césium) ou de tenue sous irradiation (cas des actinides),
- les propriétés physiques (thermiques et mécaniques),
- la tenue sous auto-irradiation et notamment le seuil d'amorphisation, les cinétiques de guérison des défauts (dans le cas des actinides),
- l'évolution de la durabilité chimique sous irradiation,
- la tenue à l'altération par l'eau,
- le couplage éventuel des deux phénomènes,
- le procédé d'élaboration (volatilité de l'iode et césium) et sa compatibilité avec le procédé de séparation envisagé.

Les études de formulation ont permis d'identifier les compositions adaptées au confinement des radionucléides et sont dans une phase d'optimisation des conditions de synthèse (température de frittage et pression, conditions de dévitrification) pour éliminer les phases secondaires.

Les études en cours, à poursuivre, concernent les cinétiques d'altération de ces matrices par l'eau. Comme dans le cas des verres nucléaires, l'altération par l'eau des matrices, qu'elles soient cristallines, vitreuses, ou vitrocristallines, commence à une vitesse donnée dépendant essentiellement de la matrice considérée, de la température et du pH de l'eau. Dans tous les cas où elle a pu être mesurée, cette vitesse d'altération chute ensuite de plusieurs ordres de grandeur tandis que l'eau environnante se charge en éléments dissous. Ce phénomène, dû aux effets de reprécipitation des produits d'altération en une couche protectrice à l'interface matrice/eau, devra faire l'objet d'études spécifiques. Le CEA a présenté les

premières estimations de vitesses initiales d'altération et de vitesse d'altération à saturation ainsi que celles d'épaisseurs altérées (voir tableau en annexe 2).

Enfin des développements théoriques de modélisation sur les apatites, commencés il y a quelques années, ont donné des premiers résultats qui reproduisent bien les propriétés de ces phases.

GdR Nomade

Ce GDR est le dernier des quatre GDR rassemblés dans le programme PACE. Il s'est essentiellement structuré en deux groupes et a défini son programme de travail. Dans le groupe Verres et Vitrocristallins, les deux axes prioritaires sont : les nouvelles formulations pour technétium, iode, césium, neptunium, actinides mineurs et plutonium, et les recherches de base pour le comportement à long terme des verres. Dans le groupe matériaux cristallisés et composites, les études sur les apatites motivent une communauté importante. D'une façon générale, cette communauté maîtrise bien les connaissances (diagrammes de phases et physico-chimie des réactions mises en jeu à hautes températures) ainsi que les moyens de caractérisation in-situ des différentes étapes de mise en œuvre des techniques de frittage et de fusion. Des matériaux pour cibles de transmutation doivent être étudiés. La Commission évaluera ultérieurement la contribution de ce GdR à l'effort national.

Coopérations internationales et travaux conduits à l'étranger

Les études du CEA réalisées sur les matrices de type zirconolite s'inscrivent dans le cadre d'un accord de coopération entre le CEA et l'ANSTO (Australie) signé en Juillet 1998.

Les travaux réalisés à l'étranger sont relatifs au développement de matrices spécifiques concernant l'iode (Japon, usine de retraitement de Rokkashomura), le césium (USA, Russie et Japon, diminution de la charge thermique des verres borosilicatés) et, pour les actinides, surtout le plutonium (Russie, Etats-Unis, désarmement des têtes nucléaires).

La hollandite pour conditionner le césium a fait et fait encore l'objet d'études de formulation et de durabilité chimique. Depuis 1993, beaucoup de laboratoires américains se sont mis à travailler sur la formulation et la caractérisation de matériaux destinés à conditionner durablement le plutonium non utilisable pour du MOX dans des structures l'acceptant en grande quantité (10% massique au moins). Il s'agit des verres borosilicatés enrichis en alcalins ou en terres rares et de zircon

et zirconolite. Cette dernière phase a été choisie en 1997 comme voie de référence. La voie de référence pour le plutonium militaire russe est aussi la zirconolite (ou le Synroc C) obtenue par des procédés de fusion en creuset froid.

7.1.4 Les matériaux des conteneurs et surconteneurs

L'objectif des recherches dans ce domaine pour le conteneurage des déchets B est de réaliser un conteneur multi-enveloppes (concept de conteneur CUBE) pour un large ensemble de résidus primaires (éventuellement déchets B en vrac) et cela ramène au problème de l'inertage entre les matériaux du conteneur et ces résidus. Deux solutions sont à l'étude, soit un acier protégé des agressions chimiques par un revêtement en émail, soit par un matériau polymère. Une maquette devrait être réalisée et expertisée en 2000 mais pour l'instant il n'y a pas de solution unique en vue, en particulier vis-à-vis de déchets pouvant générer des gaz.

Ni les éventuels conteneurs/surconteneurs pour l'entreposage/stockage des verres, ni les conteneurs pour les combustibles usés en entreposage/stockage ne sont définis. Le problème de la continuité des solutions entreposage/stockage pour ce qui concerne ces colis est traité ailleurs. Le CEA examine le comportement d'aciers non ou faiblement alliés et d'aciers inoxydables ou d'alliages à très forte teneur en nickel. La corrosion atmosphérique reste limitée et la corrosion en présence d'eau des aciers faiblement alliés est de type généralisée alors que celle des aciers inoxydables se fait par propagation de crevasses. Ces matériaux métalliques ont été choisis non seulement sur des critères de corrosion, et d'impact des produits de corrosion sur la barrière ouvragée, mais aussi de faisabilité des conteneurs et de coûts. Le programme COCON organisera les recherches sur la corrosion des conteneurs de tous types de colis. Une première étape est 2000-2001. La Commission suivra l'avancement des recherches dans ce domaine, recherches qu'elle considère importantes (voir chapitre 3).

7.1.5 Les études de comportement à moyen et long terme

La tenue à long terme des colis est également traitée au paragraphe 6.3 (C3P) en examinant comment l'ANDRA prend en compte les prévisions de comportement en présence d'eau.

On examine ici les études sur la tenue des colis industriels et des combustibles usés pour leur reprise à l'échelle séculaire, dans des conditions d'entreposage et de stockage réversible, mais aussi les études concernant le début de leur évolution

intrinsèque ou de leur évolution, soit en présence de vapeur d'eau, soit en présence d'eau liquide (lixiviation), à partir desquelles les prévisions à long terme sont établies. En général, on considère que les conditions sont oxydantes en entreposage et réductrices en stockage.

La finalité de ces études est de produire des modèles opérationnels (MOP) pour les prévisions concernant leur tenue. Les MOP sont fondés sur les meilleures connaissances scientifiques, mais ils sont construits pour répondre aux questions cruciales de conception et de sûreté. Il s'agit donc de modèles simplifiés opérationnels construits sur un minimum de paramètres mesurables et applicables pour un domaine de validité spécifié. Dans ce but, ils peuvent et doivent s'intégrer dans des outils de simulation numérique (code CASTEM 2000). Le programme CLTC est bâti sur ces idées directrices.

La Commission évalue seulement les recherches qui permettent de construire ces modèles mais ne porte pas pour l'instant de jugement sur les simplifications introduites.

Les problèmes de reprise après entreposage de longue durée sont essentiellement liés à la robustesse des conteneurs des colis.

Pour les problèmes d'évolution des contenus, seuls les colis verre, bitume et béton disposent de MOP, ce qui indique que les connaissances à leur sujet sont déjà bien avancées. Effectivement, les phénomènes dominants concernant l'évolution de la matrice ou de l'enrobage seul ou en présence d'eau, qu'il s'agisse d'entreposage ou de situation en milieu saturé d'eau, sont bien établis. Le CEA a fourni à la Commission un document (RT DESD 00-209, RT-DRRV 00-17, mars 2000) qui fait très clairement le point sur ces MOP. Les études se poursuivent pour consolider les connaissances. En particulier, des expériences clés en actif sont programmées, dans les installations du CEA (Atalante-DHA, Chicade) pour vérifier la pertinence des MOP et tester si leur domaine d'application n'est pas remis en cause lors du passage en actif.

Bitumes et bétons

On ne revient pas ici sur le détail des nombreux résultats acquis pour les colis de déchets B (bitume, béton). On ne traitera dans ce qui suit que les points en cours d'étude concernant, pour les bitumes, les mécanismes et taux de production des gaz en fonction de la nature des sels enrobés et ceux de reprise d'eau et de relâchement des radionucléides par les sels. Pour les colis béton, les études portent

sur les liants hydrauliques, que l'on retrouve aussi comme constituant de conteneurs (et qui sont prévus pour confectionner certaines barrières ouvragées). Le phénomène majeur est leur décalcification en présence d'eau, qui à long terme augmente leur porosité et modifie leurs propriétés mécaniques et de confinement. Le pH de l'eau interstitielle diminue fortement et la diffusivité des éléments augmente. Le CEA développe un code pour prévoir le comportement des radionucléides dans ces conditions, tenant compte de leur rétention. Par ailleurs, l'eau au contact devient une solution basique et le comportement chimique des radionucléides dans ces conditions est à l'étude. Pour le premier colis, les effets de radiolyse sont étudiés depuis longtemps, pour le deuxième, un effort important de connaissance est en cours. Un code CHEMSIMUL a été développé pour calculer les quantités d'hydrogène émises par les matrices à base de ciment.

Coques et embouts compactés

Un nouveau colis de coques et embouts et déchets technologiques (CSD-C), doit être réalisé prochainement et produit, par la suite, en grande quantité. Un programme spécial d'étude a été mis en place, PRESTANCE (Programme de Recherche sur l'Evolution des colis STANdards de déchets compactés de Coques et Embouts) pour conduire à un MOP. Ce programme paraît structuré pour atteindre les principales caractéristiques du colis CSD-C et les termes sources. Ce colis "tout métallique", mais hétérogène, de composition variable, pouvant néanmoins contenir des matériaux organiques radiolysables, pose quelques problèmes spécifiques relatifs à la localisation des radionucléides dans la subsurface des coques et leur relâchement. Au plan fondamental, la connaissance sur ce point a bien avancé et a été présentée à la Commission.

Verres

Le colis verre a été encore l'objet de nombreuses études faisant suite à celles sur lesquelles la Commission s'est exprimée dans ses précédents rapports. Plusieurs MOP, qui intègrent des données théoriques et expérimentales sont disponibles pour décrire son altération. Le meilleur en l'état actuel est le MOP prenant en compte le fort ralentissement de la destruction de la matrice vitreuse en présence de silice dans l'eau à son contact. Cela est dû à l'existence d'un gel protecteur qui conduit à la réduction de plusieurs ordres de grandeur de la vitesse d'altération de la matrice vitreuse, à l'issue d'une période de contact d'ailleurs très courte. En 1999, suite à des difficultés d'interprétation d'expériences de lixiviation en présence de silice, les phénomènes à la base de ce modèle ont été affinés. Fondamentalement, le problème de l'altération des verres est maintenant clairement reporté sur les caractéristiques

du gel en tant que barrière de diffusion de la silice vers la solution aqueuse. Trois paramètres deviennent importants : coefficient de diffusion de la silice, rétention de la silice dans le gel et concentration du silicium dans le gel près de la surface du verre non altéré. Ils dépendent tous de la composition du verre, de la température, du pH et de la composition du milieu au contact. Tout le problème est donc de relier leurs valeurs à celles de la concentration en silice et en bore du milieu, qui sont les seules valeurs mesurables dans l'état actuel des recherches. L'objectif du groupe de travail spécialement mis en place pour examiner ce problème est de disposer d'un dossier de validation complet en 2001, pour des températures inférieures ou égales à 150 °C et une concentration en silicium dans l'eau de contact d'au moins 15 ppm.

Le MOP qui est en cours d'élaboration tiendra compte de la rétention des radionucléides dans le gel d'altération. Pour l'instant, le flux des radionucléides libérés est assimilé quel que soit le MOP au flux de bore, élément labile sur lequel est basée la détermination expérimentale de l'altération.

Les études conduites dans le cadre du 4ème PCRD de l'UE ont été publiées en 1999, sans apporter de résultats non déjà connus de la Commission.

Combustibles usés

L'étude de l'évolution des combustibles usés ou irradiés (gaine et matrice) entreposés à sec fait l'objet du programme PRECCI commun au CEA et à EDF (Programme de Recherche sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés initié en 1998) qui lui aussi doit conduire à un MOP. Ce programme de grande envergure (12 sous-programmes) est très bien structuré. Il concerne tous les phénomènes fondamentaux d'évolution en système fermé (oxyde dans sa gaine, assemblage), ouvert non saturé (gaine percée), ouvert saturé (oxyde en présence d'eau, de radiolyse, etc.). Il devrait permettre de définir, dès 2001, à la fois des colis de combustibles (UOX et MOX) et des concepts d'entreposage. Il bénéficie de la réflexion et du retour d'expérience de l'entreposage des assemblages de combustibles usés qui est pratiqué à un niveau international ainsi que des nombreuses études sur l'altération de la matrice d'oxyde d'uranium irradié.

Un état d'avancement tant dans le domaine de l'expérimentation en actif que dans celui de la modélisation a été présenté à la Commission pour les cinq sous-programmes principaux. En 1999 trois points ont été éclaircis : la production d'hélium dans l'oxyde, le fluage de la gaine et la caractéristique de l'activité labile.

Les moyens lourds pour toutes ces études sont mis en oeuvre dans quatre installations du CEA très bien équipées dont deux dévolues aux déchets (Cellules de ATALANTE et CHICADE).

Un premier dossier de connaissances CLTC (excepté pour le combustible irradié) est prévu pour 2001. Il s'agit d'un rendez-vous important.

7.1.6 Conclusions et recommandations

La Commission note que les études sur les conditionnements se déroulent d'une façon cohérente et qu'un important effort est consenti pour connaître le colis tant du point de vue de ses caractéristiques physiques que de son contenu en radionucléides et en éléments chimiquement toxiques. Des plannings d'acquisition des résultats sont établis qui permettront de juger de l'avancement des recherches.

L'effort sur les études des propriétés des matrices de confinement, déjà utilisées ou futures, ne s'est pas relâché et doit se poursuivre car le sujet est encore en développement.

La Commission ne décèle pas de manques dans les programmes de caractérisation des colis et d'étude de leur comportement en entreposage ou en stockage. Le rendez-vous de 2001, tant à propos des méthodes et outils de caractérisation que de la validation des MOP attachés à chaque colis permettra de vérifier s'il en est bien ainsi.

Devant l'afflux des résultats qu'elle a pu connaître, la Commission souhaite qu'un bilan des recherches importantes qui restent à faire soit établi.

Elle souhaite cependant attirer l'attention sur deux points :

- Le CEA conduit essentiellement des recherches et des développements technologiques sur des objets concrets (connaissance des colis actuels) ou par rapport à des objectifs bien précis (nouvelles matrices, déchets secondaires) mais une partie de ses activités concerne aussi des développements pour des alternatives de traitement et de conditionnement des déchets anciens relevant de la loi, qui restent très vagues. La Commission souhaite être mieux éclairée sur ce point, compte tenu des quantités de déchets en attente de traitement et conditionnement, et de l'impact des choix de conditionnement sur les inventaires des colis.

La Commission souhaite que le CEA lui présente dans un dossier spécial quelles recherches il conduit réellement.

- Deux programmes concernent des matières de haute activité, le programme d'étude du verre R7T7 et PRECCI. Ils ont tous les deux les mêmes objectifs.

Le programme PRECCI, qui est à ses débuts, est bien structuré, il semble bien soutenu à la fois par les industriels et par des collaborations internationales identifiées, et est doté d'un comité scientifique international. Une réflexion critique a conduit à son élaboration, aiguillonnée par le concept d'entreposage à long terme. Le programme d'étude des verres qui date de vingt ans et qui a produit de nombreux résultats scientifiques apparaît aujourd'hui moins lisible que le programme PRECCI. La Commission estime souhaitable qu'une restructuration du programme verre soit envisagée, en particulier en regroupant toutes les études en cours (mesures physiques sur les verres, modélisation, etc.), qui ferait mieux apparaître les finalités d'études, qui sont clairement inscrites dans PRECCI. Cela rendrait les deux programmes symétriques.

La Commission recommande que toutes les recherches conduites sur les colis de verre R7-T7 (ou sur des formulations voisines qui viseraient à vitrifier des solutions de produits de fission en attente) soient intégrées dans un programme structuré comme d'autres actions relatives au combustible usé l'ont été dans le programme PRECCI pour d'éventuels colis de combustible irradié.

7.2 LES RECHERCHES SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE

7.2.1 L'objectif, la finalité et les stratégies pour un entreposage de longue durée

Comme il est rappelé au début de ce chapitre, le programme de recherche sur l'entreposage de longue durée reprend en partie les aspects liés aux colis, principalement pour ce qui concerne les conteneurs et surconteneurs avec leur comportement durant l'entreposage.

L'objectif lors de la conception de l'entreposage de longue durée est « la mise en attente et la reprise des colis pendant une période séculaire, dans des conditions de sûreté et d'économie viables pour les orienter à terme vers le stockage ou le retraitement. La même fonctionnalité pourrait être obtenue par un renouvellement

périodique d'installations de durée moindre ». C'est ainsi que le CEA définit sa mission pour l'entreposage de longue durée.

Cette définition, énoncée clairement, soulève en fait un certain nombre de questions fondamentales qui ont déjà fait l'objet de remarques de la part de la Commission.

Tout d'abord la durée de l'entreposage, non définie par la loi, qui est annoncée comme « séculaire » sans terme final précis. La maîtrise de l'entreposage sur une cinquantaine d'années est déjà acquise. On peut considérer que la société actuelle est pleinement en mesure de faire fonctionner de façon sûre des entreposages de 50, 100 ans, voire quelques centaines d'années, en leur consacrant les moyens de surveillance adéquats. Il n'y a pas de raisons physiques ou techniques qui empêchent que cet entreposage, périodiquement renouvelé, ne se prolonge pendant des siècles ou même des millénaires. C'est en fait la question de la pérennité des sociétés humaines, de leurs institutions et de leur technologie, en particulier de maintenance et de surveillance de tels entreposages, qui peut poser problème, de même que le risque qu'un entreposage provisoire soit délaissé et devienne stockage définitif sans en avoir les caractéristiques de sûreté.

A contrario, la décision de stockage en profondeur est basée sur la volonté de ne pas engendrer de sujétions de surveillance aux générations futures et donc de s'affranchir du pari sur la stabilité des institutions.

Le choix entre stockage et entreposage est donc un choix par la société et c'est au politique et non au technicien chargé de donner les éléments d'appréciation des incertitudes de nature scientifique, de trancher.

La Commission souhaite que l'expression des résultats des recherches menées sur les entreposages de longue durée mette bien en lumière les éléments d'appréciation des incertitudes de nature scientifique liés à la surveillance et à la maintenance des colis et des installations d'entreposage.

7.2.2 Le calendrier et le programme de recherche du CEA sur l'entreposage de très longue durée (EtLD)

Le programme EtLD est bâti pour élaborer des concepts d'entreposage et rassembler les connaissances sur l'ensemble des colis (notamment le combustible irradié), avec pour mission :

- de recenser les entreposages existant en France et à l'étranger,
- de réaliser l'analyse phénoménologique et fonctionnelle d'une installation d'entreposage de très longue durée pour tous types de colis,
- de définir les conteneurs renforçant le confinement dans les entrepôts et facilitant la reprise des colis,
- d'étudier le comportement à très long terme (siècles) des entrepôts, des conteneurs et des colis.

Le CEA propose de développer les savoir-faire pour assurer la durabilité. Pour cela, les actions techniques sont organisées en un pôle scientifique portant sur les connaissances nécessaires aux démonstrations et en un pôle technologique portant sur les outils de validation et de réception des technologies utilisables.

Tenant compte du retard pris en France sur l'entreposage de longue durée des combustibles irradiés (UOX et MOX), le CEA a décidé de placer son effort de recherches en priorité, en 1999, sur ce thème, l'extension à des inventaires comportant tous les types de déchets étant naturellement prévue. Le pôle scientifique comporte deux composantes : l'une sur les colis et l'autre sur les entrepôts.

Pour les colis, notamment, deux études de comportement à long terme sont en cours, l'une pour le comportement séculaire du combustible irradié (terme source gaz, tenue de la gaine) et l'autre sur la détermination des domaines de corrosion pour évaluer les modes de fonctionnement garantissant l'intégrité des conteneurs.

Pour les entrepôts, deux programmes sont définis : la détermination des spectres sismiques en fonction de la profondeur et l'étude du comportement dans la durée des infrastructures sous sollicitation thermique.

Le pôle technologique comporte un programme de grande ampleur sur la qualification des technologies envisageables pour les conteneurs, complétant par une approche de type « sûreté de fonctionnement-système et fiabilité industrielle » les études de comportement à long terme des matériaux. Le pôle technologique porte aussi sur la maîtrise des savoir-faire dans des domaines tels que l'aéraulique dans l'objectif du pilotage de la fonction refroidissement ou la surveillance des enveloppes internes et externes des conteneurs.

Le plan de recherche comporte également un pôle d'intégration fournissant différentes combinaisons permettant d'illustrer des questions stratégiques, de tester

les principes directeurs, de spécifier la R & D et surtout de capitaliser les argumentaires qui permettront d'opérer et de justifier les choix industriels.

Le calendrier suit globalement le canevas fixé il y a deux ans :

- une phase exploratoire, durant 1998-1999, a permis de dégager des concepts préliminaires. A la mi-99 le CEA a choisi la transition vers quatre concepts d'entreposage et deux concepts de conteneur. Une sélection de concepts est prévue pour fin 2000 ;
- en 2001-2002, une phase dite « APS » (Avant Projet Sommaire) permettra d'évaluer la crédibilité industrielle des concepts d'entreposage sélectionnés, en se fondant sur la sûreté et l'économie ;
- en 2003-2005, une phase dite « APD » (Avant Projet Détaillé) permettra d'intégrer dans les combinaisons retenues les résultats de la R et D sur la durabilité menée depuis 1998. C'est seulement à l'issue de cette phase que des concepts d'entreposage seront réputés de longue durée ;
- parallèlement, en 1999-2000 seront menées des études génériques permettant d'identifier des régions types, à l'échelle du territoire métropolitain, et permettant de proposer des concepts préliminaires d'entreposage, en les associant à des familles de régions types. Les dossiers ainsi produits devraient fournir les éléments scientifiques pour une première orientation de programme pour la sélection de couples concepts/sites dans des régions types.

La Commission a bien compris les motivations qui ont conduit le CEA à donner la priorité aux études sur les combustibles irradiés pour lesquels les connaissances enregistraient un certain décalage par rapport aux autres colis susceptibles d'être entreposés pour une longue durée. La Commission recommande néanmoins que les présentations, à des étapes intermédiaires, ne donnent pas l'impression que rien n'est fait sur les colis de verres. Ces derniers ont en effet fait l'objet de nombreuses études pour l'entreposage d'exploitation et un dossier important de connaissances peut être produit dès maintenant. Il reste malgré tout à considérer des aspects spécifiques à l'entreposage de longue durée, conception d'un surconteneur et ses différences par rapport au conteneur de combustibles irradiés, par exemple.

La Commission estime qu'au plan stratégique les conteneurs de déchets de haute activité ont, vis-à-vis de l'entreposage de longue durée, une importance plus grande que les conteneurs de déchets B dont l'entreposage devrait être limité à l'attente de la disponibilité d'un stockage.

De nombreux points de recherche sont communs à l'entreposage de très longue durée et au stockage :

- la définition des colis qu'il est souhaitable de voir harmoniser pour le transfert d'une étape à l'autre,
- la manutention des colis, qui doit avoir une solution de continuité d'une situation à l'autre,
- le comportement à long terme des colis, même si l'environnement n'est pas exactement le même pour un entreposage de longue durée et un stockage (quoique des similitudes peuvent exister lors de la première phase de réversibilité),
- les capteurs et dispositifs de vérification de l'intégrité du colis, qui peuvent être utiles dans les deux cas,
- les études sismiques, notamment sur les effets en fonction de la profondeur, qui ont des aspects génériquement semblables, même si les profondeurs considérées ne sont pas les mêmes.

Cette énumération n'est pas exhaustive mais veut simplement illustrer la richesse de la frontière commune aux recherches menées pour les axes 2 et 3 de la loi, ce qui conduit la Commission à recommander aux deux acteurs responsables de ces axes, l'ANDRA et le CEA, de multiplier leurs contacts, voire d'amplifier leurs recherches communes. La responsabilité de l'interface entreposage/stockage devrait être clairement établie, avec obligation de résultat.

L'expérience acquise avec de nombreux et anciens entreposages de fortunes diverses, tant en France qu'à l'étranger, devrait contribuer à la compréhension des phénomènes et, par là, à l'aboutissement, dans le délai imparti, de concepts satisfaisants, si ceux-ci font seulement appel à la stratégie évoquée d'un entreposage de très longue durée réalisé par renouvellement périodique d'installations de durée plus limitée.

Dans la stratégie générale de gestion des déchets et le calendrier des recherches sur les trois axes qui lui est associé, la place de l'axe 3 apparaît particulièrement importante à l'échéance de 2006. En effet, à cette date les recherches de l'axe 1 ne seront pas suffisamment avancées pour éliminer tout ou partie des déchets de haute activité ; de plus, ceux-ci nécessiteront un délai de refroidissement

supplémentaire avant de pouvoir être accueillis dans un éventuel stockage. Le mode d'entreposage pourrait être la reconduction des dispositions actuelles.

La Commission tient à souligner toute l'importance que le CEA doit attacher à conduire les recherches de l'axe 3 dans l'objectif de pouvoir effectivement proposer au Gouvernement des solutions techniques consolidées pour l'échéance de 2006.

7.2.3 Les concepts d'entreposage étudiés

Le but de l'entreposage étant de maintenir le colis en état d'intégrité jusqu'au terme de sa reprise, la conception des entrepôts est indissociable de celle des colis puisqu'elle détermine les conditions dans lesquelles les colis seront maintenus et, par suite, les critères auxquels ils doivent répondre.

Au cours de la phase exploratoire d'examen de concepts préliminaires de 1998-1999, comme on vient de le dire, le CEA a dégagé, lors d'une revue de projet à la mi-99, quatre concepts d'entreposage et deux concepts de conteneur.

La justification des concepts d'entrepôts retenus est d'apporter des éléments d'appréciation à trois débats stratégiques portant sur un entreposage en surface ou en subsurface, sur le nombre de sites d'implantation et sur la continuité de gestion entre l'entreposage et le stockage.

D'autres aspects de la conception de l'entreposage sont pris en compte, notamment la thermique, la tenue des matériaux, la corrosion, les techniques de surveillance et les études parasismiques.

Les conteneurs :

Les matériaux des conteneurs et surconteneurs ainsi que les études de comportement à long terme des colis ont été traités dans la première partie de ce chapitre. Deux aspects présentés lors de la dernière audition de mai 2000 seront seuls examinés ci-après : la stratégie conteneurs de combustibles irradiés et de déchets B, et l'étude de la fiabilité technologique des conteneurs.

La stratégie des conteneurs vise à répondre à quatre enjeux :

- accepter tout l'inventaire des objets primaires en minimisant la typologie des colis,
- qualifier, par l'intermédiaire des procédés de conditionnement de ces objets la tenue dans la longue durée des colis,

- permettre une gestion de ces objets en continuité vers les exutoires à l'issue de la période d'entreposage, en minimisant les besoins en reprise des colis,
- assurer la fonction de reprise sûre dans la durée, en définissant de façon cohérente le module d'entrepôt et le colis type.

Le choix fait par le CEA est un système de double enveloppe, constituant une double défense. La première ligne de défense est apportée par un « étui » qui assure le confinement des objets primaires. La seconde ligne de défense est constituée par un « conteneur » qui permet la manutention collective d'un certain nombre d'étuis et qui assure l'interface avec l'entrepôt. La standardisation de ce conteneur est considérée comme un objectif fort.

Dans le cadre de l'axe 3, l'approche ci-dessus est présentée par le CEA comme une démarche de standardisation des formes de conteneurs, par rapport à la grande variété des « conteneurs » existants.

Comme cela a déjà été noté précédemment, cette présentation n'a porté que sur les combustibles irradiés et sur les déchets B. Ceci a été certainement un choix du CEA mais la Commission a regretté que le cas des colis de verre n'ait pas été évoqué.

La Commission regrette que le « conteneur » proposé pour les déchets B n'ait pas fait l'objet d'une concertation préalable avec l'ANDRA.

En effet, ce conteneur d'un volume de 10 à 20 m³ pouvant contenir jusqu'à 14 « étuis » apparaît d'une dimension peut-être acceptable en entreposage de surface, mais son transfert en l'état en situation de stockage apparaît problématique.

En complément des études de comportement à long terme des matériaux des conteneurs, déjà présentés, le CEA a lancé le projet « ICONE » (Industrialisation des Conteneurs d'Entreposage). Il s'agit d'une étude-système illustrée par l'étude du taux de défaillance des joints et des soudures.

Le projet ICONE, ainsi qu'il est défini par le CEA, concerne les principales technologies envisageables et a pour objectif :

a) d'identifier les points de conception critiques vis-à-vis de la longue durée et nécessitant un traitement comme les systèmes de fermeture des colis. Cette

identification utilise l'expérience industrielle disponible mais aussi une approche plus systématique du type analyse fonctionnelle, suivie d'une analyse de risque,

b) de produire des indicateurs de performance associés aux fonctions afin de définir à partir de quel moment une fonction est considérée comme défaillante indépendamment des technologies choisies,

c) de produire pour chaque composant élémentaire une loi de comportement dans le temps en support aux études de fiabilité système ; pour cela, des tests sont conduits sur des éprouvettes, des bancs d'essais et des maquettes. Conduits sur des durées faibles, ces tests feront ensuite l'objet d'extrapolations en taille et en durée pour évaluer et comparer la durabilité des différentes solutions technologiques,

d) de capitaliser ces informations sous forme de préconisations pouvant être transformées par l'industriel en règles de conception, de construction, de surveillance et de maintenance pour la longue durée en support à la démonstration de la fiabilité des procédés.

Le CEA a présenté les études en cours sur les systèmes de fermeture des colis, soit par joint métallique, soit par soudure ou par joint liquide. Les systèmes de fermeture jouent un rôle essentiel pour la fonction confinement et constituent un point délicat du système qui justifie un examen particulier pour une tenue à long terme. Néanmoins ils ne sont pas les seuls points d'étude, les différents constituants du corps du conteneur et de l'étui doivent également être testés pour la longue durée, tant dans leurs rôles vis-à-vis du confinement que de la fonction de reprise des colis (ex : moyens de préhension).

Un point intermédiaire est prévu en 2002 pour une intégration des premiers résultats aux concepts. Pour 2006, l'objectif est de montrer la capacité à maîtriser une technologie pour la longue durée et de définir les protocoles permettant de qualifier les conteneurs proposés pour la longue durée.

La Commission considère ces études de fiabilité technologique comme un maillon essentiel pour la démonstration de la tenue à long terme des colis entreposés.

Ce programme est complémentaire de celui lancé sur le comportement des matériaux d'infrastructure des entrepôts. Il serait même sans doute intéressant que l'étude de fiabilité technologique prenne aussi en compte le comportement dans le temps des dispositifs métalliques des installations fixes de l'entrepôt.

Les entrepôts

Au stade actuel le CEA envisage une palette assez large de solutions :

- entreposage régional (en surface),
- entreposage centralisé (type CASCAD),
- entreposage centralisé dense de combustible MOX plus une unité de « déconteneurisation »

Les entreposages centralisés peuvent être en surface ou en subsurface, et font l'objet d'études d'intégration qui seront examinés plus loin.

Au niveau du « pôle technologie », un ensemble d'études est lancé sur la durabilité des matériaux de structure chauffés, programme scientifique dénommé REPO (REfroidissement POlyphasique). Il a été présenté à la Commission à la fois dans son ensemble et pour ses deux composants liés au stockage de surface et de subsurface.

Le programme scientifique REPO, initié au CEA en 1999, a été conçu pour participer à la compréhension et à la définition des mécanismes d'évolution du comportement mécanique et hydromécanique des matériaux d'infrastructure lorsqu'ils sont soumis, dans la durée, à une large gamme de variation de température. Il s'inscrit ainsi en amont de la conception d'installation d'entreposage des colis de combustibles irradiés et de déchets vitrifiés.

Le domaine scientifique porte sur les études phénoménologiques des transferts de chaleur, des couplages : thermo-mécaniques, thermo-hydrauliques, hydro-mécaniques et chimiques. L'objectif est l'identification des lois et des paramètres majeurs accessibles (matériaux, géométrie, sollicitation thermique) régissant l'intensité de ces phénomènes et de leurs couplages.

Ce programme bénéficie de nombreux acquis grâce aux études déjà réalisées sur le comportement thermo-hydro-mécanique et chimique des matériaux poreux saturés et non saturés. Il rassemble les compétences existantes au CEA dans ce domaine et s'adjoint des collaborations extérieures universitaires et internationales.

Deux présentations détaillées ont été faites, d'une part sur la durabilité des bétons et, d'autre part, sur le comportement en température et en durée des géomatériaux.

La première étude sur la durabilité des bétons a un champ d'application assez vaste puisque le béton est utilisé dans les installations de surface, semi-enterrées et en subsurface.

Les résultats obtenus en 1999 portent sur l'acquisition de données expérimentales sur deux bétons formulés à partir de granulats différents et la mesure de leurs propriétés résiduelles après traitements thermiques à 60, 110, 250 et 450°C.

La synthèse préliminaire des résultats indique une évolution linéaire des propriétés des matériaux bétons étudiés avec la température jusqu'à 450°C, une modification de la microstructure des matériaux étudiés dès 60°C et une fissuration des échantillons pendant les transitoires thermiques.

Les études à venir portent sur le comportement du béton, d'une part, sous chargement thermique cyclique et de longue durée, et, d'autre part, sous chargements mécaniques et thermiques simultanés. Des essais seront faits sur maquette à l'échelle ½ pour valider le dimensionnement du ferraillage et afin de tester la mise en œuvre des capteurs.

La seconde étude porte sur le comportement des géomatériaux (calcaires, granites). Il s'agit à partir des paramètres élémentaires des matériaux de valider des lois de comportement, d'abord en milieu homogène puis de tenir compte des hétérogénéités, d'étudier les phénomènes couplés avec des expérimentations à l'échelle décamétrique à Cadarache (niches expérimentales instrumentées, avec galeries d'accès). Il existe également pour ce domaine des acquis importants tant en France qu'à l'étranger sur les roches dures (Fanay-Tenelles, Stripa, Kamaishi, Yucca-Mountain).

A moyen terme (2001-2002), un premier modèle phénoménologique sera proposé pour un milieu homogène et servira de base à l'identification de domaines de comportement en fonction des caractéristiques initiales des matériaux et des conditions de leur mise en œuvre.

A partir de 2003, un recoupement avec le pôle intégration concepts du projet EtLD sera opéré pour la contribution au dimensionnement des concepts d'entreposage. L'objectif final est de pouvoir disposer d'un code de calcul qualifié décrivant les phénomènes thermo-hydro-mécaniques et chimiques et les domaines de fonctionnement temps-température admissibles pour les différents concepts et les différents types de matériaux considérés.

La Commission considère que le programme REPO est très ambitieux et qu'il est souhaitable qu'un choix d'études prioritaires, sur des objectifs plus limités, soit fait afin de disposer de résultats utilisables en 2006. Dans ce sens, la Commission souligne l'importance des collaborations dans ces domaines où les travaux se poursuivent à l'étranger.

Les concepts d'entreposage

Etudes lancées dès maintenant dans le cadre du « pôle intégration », ces concepts ont pour but de spécifier la R & D et de fournir un support à des débats clefs portant sur la stratégie à proposer pour les entrepôts de longue durée :

- surface ou subsurface,
- régional ou centralisé.

Le premier but des études est de définir les combinaisons crédibles d'entreposages et d'associer la définition de standard par concept à l'analyse de la capacité d'accueil sur le territoire métropolitain à l'échelle nationale.

Pour le « concept en plaine » (surface ou semi-enterré), les combinaisons envisagées sont :

– la casemate béton, éventuellement semi-enterrée refroidie par ventilation naturelle. Ce concept bénéficie d'un large retour d'expérience d'un existant industriel. Ce type d'entrepôt peut être conçu pour être centralisé au niveau national et flexible par rapport aux colis de matières radioactives thermiques et irradiantes ;

– la casemate béton, éventuellement semi-enterrée, centralisée**, à forte densité thermique**. Ce concept innovant utilise l'étui comme objet manutentionnable élémentaire et prévoit d'en entreposer un grand nombre (30) dans des casiers confinants à l'aide de paniers. Ceci impose un reconditionnement lors de la reprise, ces paniers de trop grande dimension n'étant pas acceptables au stockage. Par ailleurs, la forte densité thermique impose un système de refroidissement évolutif ;

– un entrepôt de combustibles irradiés régional sous abri, modulaire et à caractère strictement de surface, d'une grande simplicité de mise en œuvre et d'un coût comparable avec les solutions industrielles existantes. Il est prévu d'y

recevoir des colis standardisés de combustibles irradiés compatibles avec le stockage.

Pour chacune de ces voies, une solution de référence a pu être dégagée, bien qu'un certain nombre de points durs restent à instruire à partir des solutions de référence.

Un autre concept dit « en subsurface colline » est étudié, il est constitué d'un réseau de galeries enterrées, entre 30 à 50 m sous la surface du sol. Le concept considère l'ensemble de l'inventaire (combustibles irradiés, déchets B et C).

L'intérêt de la subsurface est la protection naturelle apportée par le massif vis-à-vis des agressions externes. Le concept est basé sur une implantation dans un massif en relief avec accès à l'horizontale. Les roches dures sont considérées comme particulièrement favorables vis-à-vis de la tenue géomécanique des excavations. Les colis exothermiques sont entreposés dans des puits verticaux refroidis par ventilation naturelle alors que les déchets B sont entreposés directement en galerie ou en fosse selon leur débit de dose.

La gestion de l'eau est un des éléments importants pour la durabilité (risques de corrosion et de criticité). La situation en colline permet une implantation très au-dessus de la nappe phréatique mais nécessite un drainage gravitaire pour l'évacuation des eaux d'infiltration. Malgré les dispositions qui pourraient être prises, il faudrait aussi tenir compte des eaux de suintement. Le problème est double : il faut protéger l'entreposage des eaux souterraines, et éviter la contamination des eaux souterraines.

Il est prévu, pour les déchets thermiques, deux barrières statiques de confinement et les solutions de surveillance sont en cours d'instruction.

L'évacuation des gaz de radiolyse émis par les déchets B est un point dur pour la maîtrise de la longue durée si des solutions alternatives à la ventilation ne peuvent être développées.

Des voies d'optimisation sont dans le programme d'étude :

- une température limite des géomatériaux plus élevée,
- une amélioration de conception pour la ventilation naturelle,
- une recherche de densification, avec réduction des galeries annexes dans le but de diminuer le coût.

Le concept d'entreposage en subsurface nécessite une étude de l'aléa sismique. En effet, si en général on constate une atténuation de l'amplitude des mouvements sismiques en profondeur par rapport à l'amplitude en surface, il arrive, dans certains cas, que ce soit l'inverse.

Un programme scientifique dénommé SISPRO (étude des signaux SISmiques en PROfondeur) a été élaboré dans le but d'élaborer une méthodologie, calée par des expérimentations et des modélisations, dont pourra bénéficier le dimensionnement d'un concept d'entreposage en subsurface pour une configuration donnée.

Dans une première phase, une analyse des signaux réels, intégrant des méthodes de traitement du signal et des analyses probabilistes, sera conduite. Cette étude s'appuiera sur les mesures déjà obtenues à l'étranger et sera menée en association avec l'Université de Nice (laboratoire souterrain à bas bruit de Rustrel, en Pays d'Apt). Des forages du site du Gard (ex-ANDRA) seront instrumentés et resteront en place jusqu'en 2006.

Dans une deuxième phase, les résultats expérimentaux obtenus lors de la première phase seront exploités, tout en développant, en parallèle, les méthodes numériques permettant de prévoir les mouvements sismiques attendus en profondeur ou à l'intérieur du relief. Une large collaboration universitaire est prévue pour conduire cette tâche.

La Commission rappelle une nouvelle fois l'importance d'une collaboration avec l'ANDRA sur un thème tel que les études des effets sismiques dans l'intérêt commun du CEA et de l'ANDRA.

Pour de nombreux problèmes liés notamment à l'interface entre l'entreposage et le stockage (conteneurs, ouvrages souterrains), la Commission souligne l'importance du développement d'une collaboration scientifique étroite entre l'ANDRA et le CEA.

Globalement l'ensemble des études présentées pour les entreposages de longue durée forme un tout cohérent dont la réussite nécessite que tous les éléments du plan d'études soient menés au même rythme et avec les moyens prévus.

7.3 AVANCEES REALISEES DEPUIS L'ENGAGEMENT DES PROGRAMMES DANS LE CADRE DE LA LOI

Le bilan du chemin parcouru concernant les recherches en conditionnement à mi-parcours calendaire peut être établi de la même façon que pour l'axe 1.

En matière de matrices de conditionnement, les objectifs sont bien définis et les études sont adaptées à ces objectifs. Les recherches sont pour la plupart structurées en programmes (excepté pour le verre mais la Commission a fait une remarque à ce sujet) et sont développées en collaboration nationale et internationale. Celle-ci doit se renforcer. L'orientation des recherches est fondée sur les développements technologiques lourds, qui sont indispensables pour la crédibilité des recherches (plasmas et creusets froids) en nouveaux conditionnements.

Pour ce qui concerne les conditionnements industriels réalisés actuellement, des améliorations notables ont été réalisées (abandon de la cimentation des coques et du bitumage en ligne) et des procédés de conditionnement alternatifs sont prêts. De même des procédés de conditionnement de déchets secondaires sont en cours de validation par le CEA. C'est ensuite une question de mise en œuvre qui ne dépend plus de la recherche.

La reprise de conditionnements existants (verres) ou d'éventuels conditionnements d'attente (calcinats digérés dans l'oxyde de bore) a été examinée et apparaît faisable dans son principe.

Les études de conception de conteneurs et surconteneurs multifonctions (pour entreposage/stockage, entreposage/reconditionnement et entreposage/conditionnement) tels que le conteneur CUBE multi-enveloppes sont en cours. Les études de corrosion qui doivent les précéder sont relancées.

Les programmes du CEA en matière de caractérisation des colis industriels sont bien avancés pour soutenir à la fois les études d'entreposage et de stockage. Le programme CLTC + C3P visant à établir le comportement à moyen (entreposage) et long terme (stockage) de tout ou partie des colis, notamment des matrices actuelles et des nouvelles matrices (recherches lancées en fait en parallèle aux formulations et à la caractérisation) est bien structuré. A cet égard, pour le sous-programme NMC du CEA, le programme est bien enclenché pour aller vers des obligations de résultats, comme le souligne cet organisme. Le programme PRECCI pour étudier le comportement des combustibles usés (UOX, MOX) et leurs conteneurs de création récente est en phase d'accélération.

Il existe aussi un programme multi-partenaires dans le GdR NOMADE en structuration, pour la connaissance de base sur le comportement à long terme des matrices.

La date de 2001 a été choisie par le CEA comme une date clé pour l'aboutissement des recherches sur la caractérisation radiologique et chimique des colis et la validation de MOP (Modèles Opérationnels) de comportement à long terme à livrer à l'ANDRA, en particulier un MOP (dit V(t)) pour le verre R7T7 et probablement des MOP pour combustibles usés. Cela doit ouvrir le champ aux spécifications que l'ANDRA doit donner pour les colis en vue de leur stockage et aux critères d'acceptation des colis en EtLD. De même, la faisabilité scientifique des nouvelles matrices et le choix des nouvelles matrices à développer pour une faisabilité technique devrait être fait.

Il faut que les recherches de la fin 2000 et du début de 2001 préparent correctement cette étape pour qu'il n'y ait pas de retard dans la suite des programmes.

Les dates de l'aboutissement de la faisabilité scientifique (probablement 2001), puis de la faisabilité technique, de nouveaux conditionnements, sans parler de leur faisabilité industrielle, ne sont pas aussi clairement affirmées que dans le cas des séparations poussées. Néanmoins la volonté manifeste d'aboutir au conditionnement des éléments séparés ramène au problème de stratégie de recherche évoqué au chapitre 5, quant à la mise ou non en sommeil des séparations poussées en attente des possibilités réelles de transmutation et de conditionnements spécifiques des éléments séparés.

Les études concernant les entreposages ont été structurées et, pour une bonne part, lancées il y a un peu plus de deux ans. Une réflexion a été faite pour l'organisation des recherches afin d'assurer une cohérence d'ensemble en lançant de front des domaines d'études impliquant de très nombreuses équipes de spécialistes. Il est ainsi possible d'espérer éviter la redondance des études, et un avant-projet pour l'échéance de 2006.

Les études des concepts d'entreposages de longue durée comportent deux volets indissociables : les études de fiabilité des conteneurs dans le temps et celles des entrepôts.

Pour les colis de déchets, la conception de double défense, étui plus conteneur, a été précisée et les études sont bien lancées tant au plan scientifique que technologique. Il faut noter en particulier le lancement du programme ICONE qui vise à l'industrialisation des conteneurs et sera une composante spécifique du paramètre « long terme » de l'entreposage.

Pour les entrepôts de longue durée, on peut considérer que les études présentées sont nouvelles. Des programmes structurés (REPO, SISPRO, PRECCI) ont été lancés.

La Commission souhaite un déroulement harmonieux de tout le programme d'études sur l'entreposage de longue durée dont l'aboutissement offrant des options techniques industrialisables à l'échéance de 2006 constitue un enjeu essentiel dans le plan d'ensemble de la loi.

CHAPITRE 8 : L'ETAT DES RECHERCHES ET DES REALISATIONS EFFECTUEES A L'ETRANGER

Les organisations internationales apportent une contribution particulière aux réflexions et aux recherches sur le traitement des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, qui mérite d'être rappelée avant d'exposer la situation des recherches et des réalisations achevées à l'étranger depuis juin 1999. Cet exposé est suivi par une présentation des principales avancées scientifiques et techniques, classées suivant les trois axes définis par la loi de 1991. Une attention particulière est, cette année, apportée par la Commission aux travaux suédois et finlandais.

8.1 RECHERCHES ET TRAVAUX EN COURS - REALISATIONS INDUSTRIELLES

8.1.1 Les organisations internationales

ONU – UNSCEAR

Le comité des Nations-Unies sur les effets des radiations atomiques (UNSCEAR), qui rapporte à l'assemblée générale de l'ONU, a adopté, lors de sa 49ème session, du 2 au 11 mai 2000, un très important rapport synthétisant l'ensemble des connaissances acquises à la fin de ce siècle sur l'exposition de l'homme aux rayonnements, et sur les effets biologiques des rayonnements, à l'exception des effets génétiques. L'adoption de ce document survenant au moment de l'édition du présent rapport, la Commission reviendra, dans le prochain, sur le chapitre particulier du rapport de l'UNSCEAR : « cancer », et, s'il est adopté lors d'une session ultérieure de l'UNSCEAR, sur le chapitre « effets génétiques ». Le contenu de l'annexe « méthodologies de l'évaluation des doses » du document UNSCEAR est discuté à la fin de ce chapitre, en complément à ce qui est dit sur ce même sujet au chapitre 3.

CIPR

La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) s'apprête à éditer sa publication n° 81, adoptée en septembre 1999, qui présente de nouvelles recommandations en matière de stockage final de déchets radioactifs à vie longue. Cette publication complète, met à jour et clarifie les recommandations applicables au même domaine, publiées en 1985 sous le n° 46. Elle tient compte des critères de protection applicables aux expositions prolongées, qui font l'objet d'une publication séparée (n° 82), en instance d'édition.

La CIPR distingue deux types de situations d'exposition : celles dues aux processus naturels de cheminement des radionucléides à partir du stockage, et celles dues à l'intrusion de l'homme, par inadvertance, dans le dépôt (par exemple : par un forage).

Dans le premier cas, les doses évaluées, ou les risques, respectivement, doivent être comparés avec une contrainte limitative d'exposition de 0,3 mSv par an ou avec un niveau de risque de décès équivalent (environ 10^{-5} par personne et par an).

Dans le second cas (fonctionnement altéré), les conséquences d'un ou plusieurs scénarios théoriques plausibles doivent être prises en compte pour apprécier la « robustesse » du dépôt à des risques d'intrusion. A cet égard, les recommandations de la CIPR, sont, en simplifiant, les suivantes :

- des dispositions doivent être prises pour réduire la probabilité des conséquences d'une intrusion involontaire ;
- une dose annuelle « existante » de 10 mSv/an peut être utilisée comme niveau typique de référence en deçà duquel une intervention ne serait probablement pas justifiable (alors qu'au-dessus de 100 mSv/an, une intervention pour améliorer la situation serait très vraisemblablement nécessaire).

La CIPR a abordé du point de vue de la radioprotection quelques autres aspects de la gestion des déchets radioactifs :

- elle rappelle, conformément à sa doctrine sur la justification des pratiques, en ce qui concerne les opérations de séparation et de transmutation, qu'il faut prendre en compte dans le bilan sanitaire global les doses professionnelles et les doses induites par la gestion des déchets nouveaux ,
- elle souligne les inconvénients de l'entreposage et de la réversibilité en évoquant les expositions supplémentaires, étalées sur plusieurs générations, qui en résulteraient ,
- elle précise que les expositions doivent être calculées en fonction des caractéristiques propres des sites, et note que leur prévision n'est valable que pour la période où la société garde la mémoire du stockage, limitant ainsi le risque d'intrusion par inadvertance.

AIEA

L'AIEA a réuni en mars 2000 une conférence internationale sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. En voici quelques enseignements majeurs :

- les déchets radioactifs existent, et ne rien faire n'est pas une option soutenable. C'est le devoir de la génération présente de ne pas imposer un fardeau aux générations futures ;
- une politique nationale de gestion des déchets radioactifs doit être globale, et notamment ne pas prévoir d'actions qui résoudraient des problèmes immédiats, mais qui créeraient des contraintes pour le futur. Toutefois, quand la sûreté à court terme est prioritaire ou lorsque des avantages pour la sûreté à long terme peuvent être assurés, les déchets peuvent être gérés dans une perspective d'amélioration de leurs conditions d'entreposage ;
- l'entreposage perpétuel des déchets n'est pas une pratique soutenable : ce n'est pas une solution pour le long terme, c'est une phase intermédiaire dans la gestion globale des déchets radioactifs [...]. Il faut progresser vers une solution d'élimination, faute de quoi l'entreposage serait considéré, par le public voisin, comme une élimination de fait, et un conflit en résulterait ;
- des dépôts souterrains internationaux pourraient offrir une possibilité d'élimination géologique à des pays qui n'auraient pas de formation géologique convenable sur leur territoire, ou à des pays qui n'auraient que de faibles quantités de déchets radioactifs à gérer [...]. Mais, outre que l'acceptation par le public en serait difficile jusqu'à ce que des dépôts aient pu fonctionner en faisant leurs preuves, cette politique aurait des effets contraires au but visé car elle affaiblirait les programmes nationaux de création de dépôts géologiques.

L'AIEA poursuit par ailleurs plusieurs programmes coordonnés de recherche dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs. Le plus important est le programme BIOMASS de modélisation de la biosphère, sur lequel la Commission reviendra dans un prochain rapport.

Agence de l'Energie Nucléaire (AEN) de l'Organisation de Coopération et de Développement Economique (OCDE)

L'objectif général de l'AEN dans le domaine des déchets radioactifs est de contribuer à l'adoption de politiques et de pratiques sûres et efficaces, et de rapprocher les chercheurs en confrontant leurs résultats. Elle publie de nombreux documents facilement accessibles. L'AEN vient d'émettre un document de travail, « Travailler en laboratoire souterrain pour expérimenter, caractériser et démontrer », en instance de publication, dont quelques conclusions essentielles méritent d'être rapportées :

- une attention croissante est attachée aux travaux en laboratoire souterrain :

(a) destinés à recueillir les données nécessaires à la compréhension de processus couplés et à la validation de modèles complexes,
(b) ayant pour but d'éprouver les modèles d'évaluation de performance,

- les expériences de démonstration à l'échelle unité sont considérées comme devenant de plus en plus importantes,
- les laboratoires souterrains doivent, dans les pays où cette exigence est exprimée, servir à la démonstration de la récupérabilité des déchets.

Des « revues par des pairs » en particulier des revues d'évaluation d'analyses de sûreté sont conduites sous l'égide de l'AEN. En 1999-2000, la revue de l'étude de conception « H12 » de JNC et la revue de l'évaluation de sûreté « SR-97 » soumise par SKB ont été effectuées. La Commission reviendra, dans son prochain rapport, sur les enseignements à en tirer. On peut dès maintenant envisager de suivre une procédure comparable pour les solutions qui seront retenues, au terme des études d'avant-projet effectuées dans le cadre de la loi de 1991.

L'OCDE a tenu, en mars 2000, une session technique sur la réversibilité dans les stockages, au cours de laquelle le Président de la Commission a exprimé les vues de celle-ci, dans l'esprit des recommandations remises au Gouvernement en 1998. Un document de synthèse a été émis par l'AEN.

L'AEN joue un rôle déterminant dans la constitution des bases de données nucléaires et thermodynamiques. Le service « Banque de données » de l'AEN coordonne la constitution du fichier conjoint de données évaluées pour la mise en œuvre de la fission et de la fusion (JEF), dont une nouvelle version est en préparation, comportant en particulier la sélection des données concernant les produits d'activation et de fission, la décroissance radioactive, etc. Egalement important pour les évaluations de sûreté des dépôts de déchets radioactifs est le projet de base de données thermodynamiques sur les espèces chimiques, dont la deuxième phase est en cours. Elle porte sur la mise à jour des données sur l'uranium, le plutonium, l'américium, le neptunium, et le technétium, l'étude de la complexation de ces radionucléides par des ligands organiques simples, la revue des données thermodynamiques relatives aux composés inorganiques du sélénium, du nickel et du zirconium. Un membre de la Commission participe à ces travaux.

Relevons enfin que l'AEN a entrepris, en mai 1999, une étude intitulée : « Etude comparative des systèmes pilotés par des accélérateurs et des réacteurs rapides dans les cycles du combustible avancés », qui fait suite à une synthèse des travaux sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission, publiée en

1999. La nouvelle étude devrait durer deux ans, et la Commission en rapportera, le moment venu, les principales conclusions.

8.1.2 La situation des recherches et les réalisations dans quelques pays étrangers

Il n'est pas possible pour la Commission, dans le cadre nécessairement limité de son rapport annuel, de faire état des recherches et réalisations dans tous les pays confrontés au problème de la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue. Une sélection est donc faite en considérant le volume d'activité actuel des recherches et le franchissement d'étapes cruciales. La Commission pourra donc être conduite, dans ses prochains rapports, à présenter des développements plus importants sur la situation dans quelques pays (tels le Japon, la Belgique et la Suisse) où des développements remarquables se poursuivent.

Etats-Unis d'Amérique

Un projet de loi (S 1287), comportant des dispositions pour la création d'une installation fédérale d'entreposage du combustible usé, voté par le Congrès pour amender la loi sur les déchets nucléaires de 1982, s'est heurté au veto présidentiel en avril 2000. Le projet de dépôt géologique à YUCCA MOUNTAIN est poursuivi suivant l'échéancier antérieurement fixé. Le rapport préliminaire d'impact du dépôt sur l'environnement a paru en juillet 1999. De nombreuses critiques ont été émises : l'autorité de sûreté a, notamment, critiqué la multiplication des options pour les différents éléments du projet. De plus, le rapport préliminaire d'impact compare l'effet de la réalisation d'un dépôt géologique à YUCCA MOUNTAIN sur l'environnement aux conséquences de l'abandon du projet, nécessitant l'entreposage des combustibles usés sur les sites des centrales. La comparaison qui tourne rapidement en un plaidoyer en faveur du projet, est critiquée fortement par les opposants.

Le DOE poursuit l'étude de conception du dépôt, qui est parvenue au stade de sélection des options, dit « Licence Application Design Selection Study » (LADS). Un exposé des options actuellement proposées, et l'avis émis par le Comité de critique institué par la loi fédérale pour évaluer les études, est reporté en section 8.2 ci-après.

A la suite de l'Autorité de sûreté (Nuclear Regulatory Commission – NRC) qui a publié un projet de règles cohérent avec les recommandations de l'Académie nationale des sciences, le Ministère de l'Energie (DOE) a, le 30 novembre 1999, soumis à commentaires, préalablement à leur adoption, de nouveaux critères pour l'évaluation de la faisabilité du dépôt géologique de YUCCA MOUNTAIN. Cette évaluation repose sur l'application d'une méthode de détermination du fonctionnement du système

complet du dépôt, ne prenant en compte que les événements dont la probabilité de survenir au cours d'une année parmi les 10 000 prochaines années est au moins égale à 1/10 000. Les règles et critères de la NRC et du DOE sont présentement en phase de révision finale.

La NRC a par ailleurs préparé en collaboration avec l'Autorité de sûreté suédoise (SKI), et publié en 1999 un « livre blanc » sur la stratégie de validation des modèles.

En raison des difficultés éprouvées par le DOE, qui n'est pas en mesure de recevoir le combustible usé des centrales, plusieurs industriels se sont associés pour concevoir une installation centrale d'entreposage à sec en emballages, qui s'ajouterait aux installations similaires réalisées sur les sites de plusieurs centrales. Les études des emballages d'entreposage de combustible, dont l'emploi se généralise, doivent désormais prendre en compte l'élévation des taux de combustion.

L'état du Nouveau-Mexique a accordé au DOE, le 27 octobre 1999, au titre de la loi « Resource, Conservation and Recovery Act », le permis définitif lui permettant d'envoyer vers le dépôt géologique souterrain « Waste Isolation Pilot Plant » (WIPP), qui a reçu les premiers déchets le 26 mars 1999, l'ensemble de ses déchets d'origine militaire, y compris les déchets mixtes, contenant tant des toxiques chimiques que des déchets radioactifs proprement dits. Mais les conditions astreignantes auxquels le permis définitif est soumis ont entraîné la suspension d'envois de colis de déchets, dont la reprise n'a pu avoir lieu que le 10 mars 2000 : c'est depuis cette date que le premier dépôt géologique souterrain de déchets radioactifs à vie longue est pleinement opérationnel.

Le rapport d'étude sur le développement de la technologie de transmutation des déchets, dit rapport « Roadmap », a été remis en octobre 1999 au Congrès américain, qui a voté 9 millions de dollars de crédits pour poursuivre les recherches sur cette filière. Les principales conclusions de ce rapport sont résumées dans la section ci-après. En raison de la disproportion entre les perspectives d'allocation de crédits budgétaires, et les besoins exprimés par le rapport du DOE, il semble bien que les développements technologiques proposés ne puissent être effectués que dans le cadre d'une coopération internationale.

Royaume-Uni

Une réflexion d'ordre politique sur la gestion des déchets radioactifs se poursuit :

- le gouvernement a répondu en octobre 1999 au rapport du Comité des sciences et la technologie de la Chambre des Lords, et publiera prochainement un document de consultation sur sa politique future de gestion des déchets radioactifs ;

- le rapport d'une conférence de consensus sur ce thème, tenue à la fin du mois de mai 1999, a été publié, qui conclut à la nécessité du stockage en profondeur, à condition qu'il soit réversible.

Confédération helvétique

L'installation dite « Zwilag » d'entreposage de toutes catégories de déchets radioactifs, implantée à Würrenlingen devrait recevoir les premiers colis de déchets en juin 2000, à commencer par des assemblages irradiés en provenance de la centrale de Leibstadt et des résidus vitrifiés renvoyés par l'usine de la Hague de COGEMA.

La recherche relative au stockage des déchets en formation géologique profonde s'ordonne en considération de l'alternative : stockage dans un massif de granite, stockage dans une couche d'argile à Opalinus. Des expérimentations se poursuivent, en coopération avec des organismes étrangers, dans les laboratoires souterrains de Grimsel (phase V) et de Mont-Terri.

Dans la perspective d'une révision de la loi nucléaire et d'une reprise du projet de stockage de Wellenberg, le gouvernement de la Confédération (ministre en charge de l'énergie) a constitué un groupe d'experts (EKRA : « Expertengruppe Entsrgungskonzepte Radioaktive Abfälle ») pour évaluer les options de gestion à long terme des déchets. Le groupe d'experts conclut, en résumé, au besoin de viser un objectif final de stockage géologique, qui doit passer par une phase « d'entreposage géologique surveillé de longue durée », premier pas vers un système entièrement passif d'élimination géologique. Une présentation plus détaillée des conclusions du groupe EKRA est donnée dans le paragraphe 8.2.4.

Le projet de loi nucléaire nouvelle devrait donc reposer sur le concept d'élimination géologique des déchets.

Espagne

Le 5ème Plan Général de Déchets Radioactifs a été adopté par le Gouvernement espagnol le 31 juillet 1999. Ce nouveau Plan modifie d'une façon significative l'approche et les échéances associées à la gestion du combustible irradié et des déchets de haute activité. Il établit qu'aucune décision de solution définitive au problème du combustible irradié et des déchets de haute activité ne sera prise avant

la fin de 2010, et il souligne la nécessité de disposer d'une installation d'entreposage temporaire intermédiaire, centralisée, pour ces déchets à cette échéance. Cette installation devrait servir, non seulement, à entreposer le combustible usé dans le cadre du déclassement des centrales nucléaires, mais aussi à recevoir divers déchets et autres matériaux non admissibles à l'installation de stockage en surface des déchets à vie courte.

Les points les plus importants de la stratégie proposée pour les prochaines années sont les suivants :

- Même si aucune nouvelle étude géologique ne sera réalisée avant que ne soit prise la décision finale, les données géologiques existantes seront mises en forme afin de les utiliser dans la définition de critères de sûreté d'une installation de stockage géologique profond.
- Les projets conceptuels pour le stockage géologique profond dans le granite, l'argile ou le sel, non spécifiques à un site, seront modifiés pour introduire le critère de récupérabilité.
- La définition de critères de sûreté des stockages géologiques profonds continuera à être affinée, en y intégrant des informations géologiques, des concepts de stockage et des données de recherche et développement. L'examen du projet d'évaluation de performance d'un stockage géologique « *ENRESA-2000* » conduit par l'agence nationale de gestion des déchets radioactifs (ENRESA) permettra d'obtenir des indications quantitatives sur l'évolution du stockage, pour orienter les activités de Recherche et Développement et optimiser le dimensionnement de l'installation. Ces exercices intégreront les possibles impacts apportés par les nouvelles technologies de séparation et transmutation.
- La collaboration internationale sera intensifiée, à travers le 5ème Programme Cadre de R&D de l'Union Européenne et les accords bilatéraux avec d'autres organismes, pour poursuivre la recherche sur les laboratoires souterrains et participer dans les projets P-T internationaux.

<u>Suède</u>

La tranche 1 de la Centrale de Barsebäck a été mise à l'arrêt définitif en novembre 1999, en application de la loi du 10 juin 1997 et de la décision gouvernementale du 5 février 1998.

L'entreprise chargée de la gestion des déchets radioactifs, SKB, a présenté, en décembre 1999, à l'Autorité de sûreté (SKI) et à l'Autorité de sécurité sanitaire (SSI)

l'analyse de sûreté à long terme de la méthode dite « KBS-3 » d'élimination géologique du combustible irradié. Cette analyse de sûreté, nommée SR 97, est soumise à une revue internationale sous l'égide de l'AEN de l'OCDE. Une analyse préliminaire de la sûreté de dépôts géologiques d'autres espèces de déchets a été aussi effectuée.

Des études de faisabilité d'implantation d'un dépôt géologique souterrain sont en cours dans six communes.

Dans le laboratoire souterrain d'Äspö, dont la réalisation a commencé en 1990 et l'exploitation en 1995, des expérimentations sont en cours pour valider des modèles de fonctionnement de la barrière géologique et pour prouver, en vraie grandeur, la faisabilité des dispositions prévues pour le stockage du combustible irradié et l'efficacité des barrières ouvragées.

Un laboratoire de développement sur maquette en vraie grandeur du procédé de conteneurage du combustible irradié est exploité à Oskarshamn depuis 1998 ; ses équipements (machines de soudage, par faisceau d'électrons, du bouchon du conteneur en cuivre ; banc de contrôle du joint soudé) sont maintenant opérationnels, et les essais de développement sont en cours.

Les travaux pour un accroissement de la capacité de l'installation d'entreposage intermédiaire du combustible usé (CLAB) sont aussi en cours.

La Commission s'est rendue en Suède du 2 au 5 avril 2000, et ses observations sont plus complètement rapportées dans le paragraphe 8.2.2.

Finlande

En application de la loi nucléaire de 1987, l'entreprise responsable de la gestion des déchets radioactifs (POSIVA Oy) a soumis en mai 1999 au ministre chargé du commerce et de l'industrie le rapport d'étude d'impact sur l'environnement d'un dépôt géologique de combustible usé, et a sollicité une « décision de principe » du gouvernement pour la création d'un tel dépôt sur le territoire de la commune d'Eurajoki, voisine de la centrale nucléaire d'Olkiluoto. Ce site a fait l'objet d'investigations approfondies depuis la surface.

En janvier 2000, le conseil municipal d'Eurajoki s'est prononcé favorablement sur la demande exprimée par POSIVA.

L'étude d'impact, et l'analyse préliminaire de sûreté associée (dite « TILA 99 ») ont été examinées par l'Autorité de Sûreté (STUK) qui s'est prononcée favorablement en janvier 2000.

Les travaux d'accroissement des capacités des installations d'entreposage intermédiaire complémentaires de combustible usé des centrales nucléaires d'Olkiluoto et de Loviisa sont respectivement achevés pour la première, et en voie d'achèvement pour la seconde.

La Commission s'est rendue en Finlande du 6 au 7 avril 2000, et ses observations sont plus complètement rapportées dans le paragraphe 8.2.2.

8.2 AVANCEES SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES – REFLEXIONS COLLECTIVES

8.2.1 Axe 1 : Séparation, transmutation

Les recherches sur la transmutation sont menées aux USA par le Department of Energie (DOE), qui a remis au Congrès un rapport en octobre 1999, au Japon, dans le cadre du programme OMEGA, et en Europe. Les progrès des recherches effectuées au Japon sont en cours d'évaluation par le MITI, et la Commission exposera leur situation dans son prochain rapport, après avoir pris connaissance de l'évaluation japonaise.

Des recherches sur les procédés de séparation poussée par voie aqueuse ont été effectuées dans le passé, aux Etats-Unis : les recherches sont désormais poursuivies au Japon, où sont étudiées des améliorations de procédés américains, et également en Russie et en Europe (dans le cadre de NEWPART, jusqu'en 1999). Les résultats des recherches européennes sont intégrés aux recherches du CEA, et sont donc rapportés au § 5.1.4 du présent rapport. Les recherches aux USA portent désormais sur les procédés pyrochimiques, qui font l'objet de recherches en France (voir § 5.1.5), en Grande-Bretagne, au Japon et en Russie.

A) Rapport « Roadmap »

Le Ministère américain de l'Energie (DOE) a préparé, à la demande du Congrès des Etats-Unis d'Amérique, une « carte routière » (roadmap) du développement de la technologie de transmutation des déchets radioactifs par système comportant un accélérateur.

L'étude effectuée diffère des études habituelles de planification en ceci qu'elle rassemble de nombreux éléments variés d'information et d'évaluation avant même le début des activités de planification.

Le DOE a ainsi défini un programme scientifique de R & D sur six années, pour aborder les questions techniques clés :

- la durée de vie des matériaux et équipements,
- la fiabilité des équipements,
- les taux de séparation et de transmutation,
- l'évaluation des quantités de radionucléides engendrés au cours des opérations, y compris les produits de spallation.

Un programme de R & D pour répondre aux questions clés a été défini :

- trois premières années : études de définition des systèmes pour justifier les principaux choix techniques, étude socio-politique ;
- quatrième à huitième années : réaliser une étude d'avant-projet préliminaire, établir le programme détaillé de R & D. Les décisions principales à prendre avant la fin de cette phase sont les suivantes :

  - décision sur la faisabilité,
  - sélection des matériaux de la fenêtre et de la cible de spallation, choix de la matrice combustible et du réfrigérant, conditionnement des déchets,
  - sélection des procédés de traitement du combustible usé,
  - choix des équipements de l'accélérateur ; définition de sa fiabilité,
  - choix d'un scénario de démonstration.

Au cours des années suivantes, le programme de recherche et développement devrait être réalisé avec les objectifs suivants :

- année 15 : prototype de démonstration, comparant un accélérateur à pleine puissance (utilisé à puissance réduite), une cible capable de la pleine puissance, et un réacteur de faible puissance (30 MW_{th}) ;

- année 23 : prototype de démonstration à demi-puissance sur réacteur de pleine puissance (Unités de fabrication et de traitement du combustible opérationnelles) ;

- année 29 : prototype de démonstration complète à pleine puissance.

Sept conclusions ont été tirées de l'étude « roadmap », qui peuvent être ainsi résumées :

1. Un dépôt géologique est un élément essentiel du cycle du combustible nucléaire, que celui-ci comporte, ou non, un système de transmutation avec accélérateur.

2. La mise en œuvre d'un système à accélérateur pour traiter le combustible irradié des réacteurs électronucléaires réduirait la contribution à l'effet radiologique du projet de dépôt de Yucca Mountain (d'un facteur 10 pour l'exposition radiologique la plus élevée). Le volume des colis de déchets ne serait que faiblement réduit, alors que l'inventaire des matières fissiles le serait d'un facteur 1000.

3. Le coût du programme de R & D serait de l'ordre de 11 milliards de dollars US.

4. La mise en œuvre industrielle du système ne peut être prévue qu'avec de grandes incertitudes, compte tenu de sa durée. Une bonne partie des dépenses consenties pourrait être compensée par la vente de l'électricité récupérée*.

5. Des bénéfices accessoires sont à attendre, qui résulteraient, en particulier, de la possibilité de participer à des programmes de sûreté, de non-prolifération, de gestion des déchets.

6. Un effort coopératif international de recherche et de développement est hautement souhaitable, pour réduire coûts et délais.

7. Un programme de recherche scientifique et technologique serait souhaitable pour accroître les connaissances de base nécessaires au développement du système de transmutation avec accélérateur.

* De l'avis de la Commission, cette assertion devrait être profondément discutée.

B) Transmutation et séparation : l'état de l'art après le 4ème programme commun de recherche de l'Union européenne

Au cours des cinq dernières années, plusieurs études de scénarios de transmutation ont été effectuées, qui ont été présentées au congrès EURADWASTE, en novembre 1999 à Luxembourg. Par ailleurs, un exercice comparatif international a été réalisé sous l'égide de l'OCDE, qui en a publié le rapport en février 2000, complétant les travaux du groupe d'experts sur la séparation et la transmutation, dont les conclusions ont été publiées par l'OCDE en 1999.

Les calculs effectués sur la transmutation dans les réacteurs à eau légère donnent des résultats cohérents. L'accord entre les calculs réalisés pour simuler la transmutation dans les réacteurs surgénérateurs à neutrons rapides est un peu moins bon, mais néanmoins très satisfaisant. Les résultats des calculs des caractéristiques neutroniques principales des systèmes à accélérateurs sont discordants : des investigations supplémentaires sont nécessaires pour expliquer les écarts observés.

Ces développements sont actuellement repris, et le CEA approfondit les études de scénarios présentées au § 5.2.5. Les résultats principaux acquis dans le cadre coopératif européen se résument ainsi :

- la transmutation de l'américium 241 en réacteur à neutrons thermiques permet une élimination des trois-quarts de ce radionucléide en un cycle, par conversion principalement en plutonium 238 et en curium 244, et de façon secondaire (13 %) par fission. Au total, la période radioactive moyenne des radionucléides résultant de l'opération est moindre que celle de l'américium,
- la transmutation du neptunium 237 (période : 2 millions d'années) en réacteur à neutrons thermiques conduit essentiellement à la formation de plutonium 238 (période : 88 ans),
- la transmutation en réacteurs à neutrons rapides est bien plus intéressante qu'en réacteurs à eau légère, car les taux de fission de l'américium et du neptunium y sont environ trois fois plus élevés. Mais il faut procéder à un multirecyclage pour une élimination suffisamment complète.

La transmutation en réacteurs à neutrons thermiques permet donc de réduire la durée de vie moyenne des radionucléides radiotoxiques, mais l'avantage à long terme qui en résulte est contrebalancé par la nécessité de gérer des radionucléides (^{238}Pu, ^{244}Cm) de forte activité spécifique, très gênants.

Il est possible, en réacteurs à neutrons rapides, de parvenir, sous certaines conditions, à transmuter 98 % de l'américium en 30 ans, et de diviser par 16 la quantité de ^{237}Np, en trois cycles. En pratique, le recyclage des actinides mineurs dans les réacteurs à eau légère ne peut constituer qu'une solution d'attente.

Les réacteurs à neutrons rapides pourraient, par ailleurs être utilisés pour la transmutation de certains produits de fission à vie longue.

C) Séparation poussée : situation des recherches au Japon et en Russie

Les recherches sont orientées, au Japon comme en Russie, vers des améliorations du procédé hydrométallurgique TRUEX pour la séparation conjointe de l'américium et du curium, des lanthanides.

Le procédé, développé aux USA (Argonne National Laboratory) de 1980 à 1994, qui repose sur les capacités extractives d'une molécule organophosphorée complexe, présentait un certain nombre d'inconvénients : nécessité d'un complexant pour récupérer uranium et plutonium, nécessité de purifier fréquemment le solvant, entraînant une forte production de déchets secondaires. Les chercheurs de JNC (Japon Nuclear Cycle Development Institute) ont depuis plusieurs années proposé des améliorations du procédé, par emploi de nouveaux réactifs de désextraction des actinides et de régénération du solvant, ainsi qu'une méthode électrochimique de destruction du solvant devenu déchet. Les récents essais pratiqués sur concentrats issus du retraitement de combustibles irradiés montrent le succès de cet effort de longue haleine.

Les chercheurs russes ont aussi œuvré pour l'amélioration du procédé TRUEX, notamment en proposant un nouveau diluant (Fluoropol-732) de la même molécule organophosphorée qui est au cœur du procédé. Cette substitution, ainsi que l'emploi d'acide acétohydroxamique pour extraire les ions gênants, paraissent très prometteurs, et leur effet favorable aurait été

confirmé lors d'essais récents sur des solutions provenant d'opérations industrielles de retraitement.

Des procédés de séparation des actinides et des lanthanides sont aussi étudiés en Russie, mais les avancées de principe faites à ce jour ne paraissent pas suivies de progrès notables.

D) Procédés pyrochimiques de séparation

La maîtrise de la technologie et des procédés pour un traitement pyrochimique des combustibles nucléaires (cf § 5.1.5) est approchée dans trois pays : Etats-Unis, Russie et Japon. Le Royaume-Uni a aussi engagé un programme d'une ampleur notable.

Aux Etats-Unis, l'installation de traitement du combustible du réacteur à neutrons rapides EBR-II à combustible métallique, qu'un représentant de la Commission a pu visiter, a traité près de deux tonnes de combustible. Le procédé utilisé consiste à récupérer l'uranium par électrolyse de chlorures fondus, et à confiner les autres éléments dans un déchet. Le conditionnement final de ce déchet n'est pas encore effectué, mais le succès de la campagne de traitement (1995-2000), dont le but était d'isoler l'uranium, permet d'envisager d'étendre l'application du procédé à d'autres séparations. De volumineux déchets secondaires résultent de la campagne achevée : cet inconvénient serait peut-être moindre pour une installation industrielle. Les recherches en cours ont pour but de confirmer son applicabilité à la séparation du plutonium et des actinides mineurs pour les besoins du cycle du combustible des systèmes de transmutation avec accélérateur.

L'Institut RIAR de DIMITROVGRAD, en Russie, a une longue expérience du traitement pyrochimique qu'il applique au traitement de combustibles oxydes pour aboutir à la fabrication de combustibles oxydes vibro-compactés. Une installation-pilote est en fonctionnement, dont la capacité de traitement est de quelques kilogrammes par jour.

Des expériences de laboratoire pour des études de base sont effectuées au Japon, où le programme de pyrochimie par électrométallurgie en chlorures fondus (séparation de l'uranium et du plutonium) et par extraction réductive par le lithium pour la séparation des actinides mineurs est destiné à étudier la faisabilité de nouvelles options pour le cycle du combustible.

Au Royaume-Uni, un programme expérimental de trois ans (2000-2003) est engagé, qui fait suite à une phase de veille scientifique. Un électrolyseur pyro-électrométallurgique entre en opération, où des matières fissiles pourront être traitées, et un centre de technologie est en construction.

Une présentation plus complète des développements novateurs en cours est donnée dans le compte rendu porté à l'annexe 3.

8.2.2 Axes 2 et 3 : les études, les expérimentations et les réalisations en Finlande et en Suède sur l'entreposage et le stockage des déchets

La Commission s'est rendue en Suède et en Finlande, du 2 au 6 avril 2000, pour s'entretenir avec les responsables suédois et finlandais des récents développements, visiter le laboratoire d'Äspö, l'atelier-pilote de conditionnement et l'installation d'entreposage d'Oskarshamn (Suède), ainsi que le site d'Olkiluoto/Eurajoki (Finlande).

Les organismes responsables de la gestion industrielle des déchets radioactifs : SKB en Suède, POSIVA Oy en Finlande, filiales des producteurs d'électricité d'origine nucléaire, travaillent en étroite coopération pour le développement d'un même système de stockage. POSIVA participe aux expérimentations qui ne sont, jusqu'à présent, effectuées qu'en Suède. Un laboratoire souterrain devrait être prochainement créé en Finlande, à Eurajoki, où le massif granitique a fait l'objet de très complets travaux de caractérisation.

La situation en Suède

Le système suédois de stockage du combustible usé dans un massif granitique repose sur un conditionnement des assemblages combustibles dans un conteneur en fonte à graphite sphéroïdal, inséré dans une enveloppe en cuivre de 5 cm d'épaisseur.

Il en résulte un colis cylindrique (hauteur : 5 m, diamètre : 1 m) d'une masse totale en charge d'environ 25 tonnes, contenant 4 assemblages de réacteur à eau sous pression, ou 12 assemblages de réacteur à eau bouillante, d'une puissance résiduelle totale inférieure à 1,7 kW.

Le conteneur interne, en fonte, est pourvu d'un couvercle d'obturation dont l'étanchéité est assurée par serrage mécanique d'un joint. L'enveloppe de cuivre,

constituée d'un tube étiré sans soudure ou de deux tôles de cuivre roulées-soudées, est fermée par soudage d'un bouchon de cuivre par bombardement électronique.

Le conteneur est mis en place dans un puits vertical foré dans le granite à partir d'une galerie, à une profondeur d'environ 500 m, chemisé par des anneaux de bentonite, constituant une « barrière ouvragée ». Cette barrière a deux fonctions : la première est de constituer un environnement favorable (tant mécaniquement que géochimiquement et d'un point de vue hydrologique) ; cette fonction favorise le confinement à long terme. La seconde est de constituer un adsorbant des radionucléides qui seraient relâchés par un conteneur endommagé (fonction « retard »). Les galeries d'accès aux puits sont comblées par un mélange de granite broyé et de bentonite. Des serrements sont réalisés pour garantir l'étanchéité des galeries entre elles.

Le dépôt a pour fonction de confiner les radionucléides, et, en cas de défaillance du confinement, de retarder leur transport vers la biosphère.

Les objectifs de sûreté sont fixés par l'Autorité de sécurité sanitaire : le risque annuel d'effets dangereux doit être d'au plus 10^{-6} pour un individu représentatif de la population dans son ensemble autour du dépôt géologique. L'environnement, au sens le plus large, doit aussi être protégé. L'Autorité considère aussi que les effets nuisibles futurs ne doivent pas être considérés comme moins importants que s'ils survenaient à présent. Une attention particulière doit toutefois être portée aux mille prochaines années. En pratique, l'analyse de sûreté porte sur les 100 000 années à venir, sans que cet horizon constitue une limite absolue à l'analyse.

Le système complet du dépôt comprend quatre sous-systèmes : combustible, enveloppe en cuivre et insert en fonte, barrière ouvragée et matériaux de comblement, géosphère (jusqu'à environ 500 m du dépôt, en toutes directions). Le système est en relation avec la biosphère, et avec la géosphère au-delà des limites du système.

L'analyse du fonctionnement du dépôt commence par une analyse aussi exhaustive que possible des processus et des interactions thermo-hydrauliques, mécaniques et chimiques (THMC). Après la description du fonctionnement du système, l'état initial du dépôt aussitôt après sa fermeture est décrit, et des scénarios d'étude sont choisis. L'analyse de sûreté SR-97 comprend l'étude des scénarios suivants :

- fonctionnement normal, conforme aux principes de conception, les conteneurs n'étant affectés d'aucun défaut initial ;
- fonctionnement altéré associé à la défectuosité de réalisation de quelques conteneurs ;
- scénarios « changements climatiques » sans, et avec défaut de réalisation de conteneurs ;
- scénario « séisme » ;
- scénario altéré par l'intervention future de l'homme.

Parmi les phénomènes qui se produisent dans le dépôt, on relèvera les plus notables :

- l'eau qui pénètre dans un conteneur non étanche modifie l'environnement chimique du combustible, provoquant la corrosion des gaines du combustible et de l'insert en fonte ; l'eau elle-même est aussi partiellement décomposée par radiolyse. Le combustible se dissout dans l'eau, mais la vitesse de dissolution serait diminuée en présence de l'hydrogène, produit par les phénomènes de corrosion du fer et par radiolyse de l'eau ;
- les radionucléides peuvent être dissous dans l'eau, et aussi s'associer à des particules microscopiques (colloïdes). Ils sont transportés avec l'eau, et aussi en phase gazeuse, de différentes façons ;
- le conteneur de cuivre est serré contre l'insert en fonte par la pression externe qui s'exerce sur lui. Il est soumis à la corrosion, qui devient très lente dès que le milieu redevient réducteur, ce qui survient assez rapidement ;
- la barrière ouvragée en bentonite gonfle, la pression s'élève, et le transport de l'eau à travers la bentonite est très lent. La barrière ouvragée est le siège de réactions chimiques complexes. Des phénomènes comparables, mais moins intenses, se produisent dans les matériaux de comblement ;
- la géosphère est le siège de phénomènes de transport (essentiellement par convection), influencés par le mécanisme de sorption, et de réactions chimiques.

Des critères auxiliaires sont fixés, accessoirement et en complément aux objectifs de sûreté :

- le conteneur doit, en principe, garder son étanchéité pendant une durée très longue,
- la température à la surface externe du conteneur ne doit pas dépasser 100°C ; ce critère est d'une autre nature que le critère de confinement qui précède : il est

proposé pour faciliter la modélisation des phénomènes qui seraient, à une température plus élevée, plus complexes (présence d'une phase vapeur, dépôt de sels...),

- les valeurs limites sont fixées pour la conductivité hydraulique, la densité et la pression de gonflement de la barrière ouvragée et des matériaux de comblement,
- le milieu géologique doit demeurer exempt d'oxygène pendant une durée très longue. Ceci est proposé tant pour garantir la non-corrosion du conteneur de cuivre que pour simplifier l'étude des phénomènes chimiques.

Une chaîne d'outils de calcul a été développée, comportant l'enchaînement de quatre modules de base : terme source, champ proche, champ lointain, biosphère. Le module pour le champ proche est tridimensionnel, et prend en compte les interactions entre phénomènes (THMC). La Commission a pu noter la qualité du couplage avec le module « champ lointain », lui-même fondé sur une méthode numérique « Monte-Carlo » prenant en compte les fractures de la roche par des méthodes statistiques. Une carte de densité des radionucléides revenant à la biosphère a pu ainsi être établie.

Trois autres calculs remarquables ont été présentés à la Commission :

- des calculs de l'endommagement dû aux excavations,
- des calculs de déformation du site sous la pression des déformations géologiques structurales de la péninsule suédoise,
- l'effet des changements climatiques (périodes glaciaires essentiellement).

Enfin une difficile et intéressante étude sur l'évaluation des risques a aussi été faite : les conteneurs sont en principe étanches pendant plusieurs centaines de milliers d'années, mais ils peuvent être affectés d'un défaut initial dont la probabilité est estimée. Il en résulte une fiabilité en probabilité du site de stockage dont il faut évaluer la valeur moyenne et l'écart type.

De nombreuses incertitudes rendent l'étude de fiabilité incertaine, comme par exemple la diffusion de composants très peu solubles dans un milieu fracturé, mais l'équipe suédoise est relativement confiante dans la qualité des résultats. Les calculs sont faits par sous-traitance dans de petites sociétés proches des milieux universitaires, à l'exception d'une société anglaise. L'orchestration est faite par SKB, mais de l'avis de la KASAM (Commission nationale suédoise d'évaluation) le

dispositif d'étude est vulnérable en raison du faible nombre de personnes travaillant sur le problème.

Quelque remarquable que soit la qualité de l'évaluation de la performance du dépôt géologique, de la modélisation et de la simulation opérées dans le cadre de l'analyse SR-97, qui fait appel à des méthodes numériques avancées, il convient de remarquer que la démonstration de sûreté ne réside pas tout entière dans cette analyse.

La démonstration de sûreté, qui doit résulter tant de l'avis favorable de l'autorité que de l'acceptation par le public des preuves avancées, dépend aussi de la qualité de l'ingénierie du stockage. La simplicité du concept, la faisabilité d'une analyse des phénomènes dont le dépôt est le siège, la possibilité de réaliser l'ensemble des ouvrages de façon fiable, le recours aux analogues naturels (il existe du cuivre à l'état natif...) concourent à l'administration de la preuve, plus encore que le raffinement des calculs de transport dans le réseau de fractures de la roche.

Il est bien certain que la sûreté du concept de stockage dans le granite suédois ne pourrait reposer sur la seule simulation, si sa robustesse n'était pas en premier lieu assurée par la qualité et la durabilité du conteneur, et de la barrière ouvragée qui l'enserre, dont le pouvoir de confinement est ici essentiel, compte tenu des circulations de fluides dans le granite.

Le laboratoire d'Äspö est un laboratoire méthodologique et de qualification des procédés, et non un laboratoire de qualification de site. La réalisation du laboratoire d'Aspö a montré que la coordination entre les travaux de recherche, qui exigent beaucoup de temps et visent à la qualité des résultats scientifiques, et les travaux de réalisation des ouvrages souterrains, pour lesquels on s'attache au respect des coûts et des délais, n'est pas une tâche facile.

L'atelier-pilote de conditionnement d'Oskarshamn sert à la mise au point du procédé industriel de soudage et de contrôle du joint soudé. Il est largement ouvert aux visiteurs, qui peuvent voir et toucher les conteneurs.

La démonstration de faisabilité des procédés, qui est effectuée à Aspö et à Oskarshamn et qui porte, au moyen de maquettes en vraie grandeur mais sans combustible irradié, sur tous les éléments du concept de stockage, est tout à fait essentielle. La Commission a apprécié le caractère réaliste de la démonstration ainsi faite, qui permet de valider les procédés et, dans le même temps, d'emporter la conviction du public. La Commission regrette que la France ne soit pas en mesure d'apporter pareil élément de preuve pour l'information des populations concernées.

La situation en Finlande

POSIVA Oy, filiale commune des deux entreprises de productions d'électricité exploitant les centrales nucléaires de LOVIISA et OLKILUOTO, a publié en 1999 le rapport « TILA-99 » d'évaluation de sûreté du stockage final du combustible usé sur quatre sites potentiels.

L'étude, fondée sur le concept suédois « KBS3 », révèle que les conséquences de l'évolution du dépôt sont acceptables, même si un grand nombre de conteneurs sont inétanches. Les analyses de sensibilité montrent que cette conclusion est vraie même en prenant en compte des données pessimistes pour les valeurs des flux de fluides et les paramètres déterminants des phénomènes de transport. Les sites étudiés ont des caractéristiques bien différentes selon qu'ils sont au bord de la mer, ou à l'intérieur des terres ; mais les sites côtiers peuvent devenir, dans quelques milliers d'années, des sites intérieurs, en raison du rebond isostatique du bouclier scandinave dû à la disparition des glaciers.

Les radionucléides dont les effets dominent sont le strontium 90 et le radon 226.

L'étude TILA-99 a été soumise à un collège international d'experts, qui a émis son avis en octobre 1999 en concluant à l'absence de motifs d'empêchement de se prononcer positivement sur la faisabilité de la réalisation d'un dépôt géologique.

Toutefois, le groupe international d'experts a émis plusieurs observations. Nous relevons ici quelques-unes d'entre elles :

- des scénarios complémentaires d'endommagement de la barrière ouvragée argileuse devraient être pris en considération ;
- une amélioration de la sélection et de la vérification des données thermodynamiques est proposée ; le comportement hydrochimique de la roche n'est pas encore assez bien caractérisé ;
- le facteur de dilution dans la biosphère n'apparaît pas aussi prudent qu'il est censé l'être ; il est recommandé d'affiner l'analyse des phénomènes se produisant dans la biosphère, en reconnaissant en particulier que certains processus peuvent entraîner la concentration de radionucléides ;
- l'approche descriptive des scénarios devra être affinée pour la prochaine étape (2010) d'évaluation de sûreté. Par exemple, la description des phénomènes de corrosion, de gonflement des matériaux à l'intérieur des conteneurs et de production de gaz devrait faire l'objet d'études complémentaires.

Le groupe d'experts a classé en trois catégories de priorité les questions devant faire l'objet d'un effet de R & D supplémentaire.

La sélection du site d'Olkiluoto/Eurajoki est l'aboutissement d'un processus qui a débuté en 1983 par des travaux bibliographiques, qui ont conduit à la sélection de 85 aires potentiellement intéressantes.

De 1987 à 1992, cinq sites (d'une extension de 30 km²), dont Olkiluoto, ont fait l'objet d'une caractérisation préliminaire pour vérifier les données bibliographiques, rechercher la présence éventuelle de défauts inconnus, collecter des données nécessaires à l'élaboration de modèles et déterminer un programme d'exploration détaillée. A l'application de méthodes géophysiques (1988) a succédé un programme (1988-1992) de six forages profonds pour investigations hydrologiques et géochimiques.

Les blocs non faillés et la couverture de surface ont ainsi été reconnus avec les meilleures méthodes disponibles ; l'aptitude de chacun des sites à la modélisation a été appréciée. Quatre sites ont ainsi été sélectionnés pour les deux phases de caractérisation détaillée qui se sont succédées de 1993 à 1996 et de 1997 à 2000.

Le premier programme spécifique a nécessité quatre forages nouveaux et la reprise de deux forages anciens, notamment pour des investigations hydrogéologiques et géochimiques. Des mesures géophysiques de surface et en forages ont été effectuées, les modèles ont été affinés.

Des essais de vérification, nécessitant deux forages supplémentaires sur chaque site ont ensuite été réalisés pour vérifier les prévisions des caractéristiques de la roche et l'extension de la fracturation prévue par des modèles géologiques conceptuels.

De 1997 à 2000, les investigations se sont concentrées sur l'échantillonnage des eaux dans des zones plus profondes, l'étude des minéraux dans les fractures, l'étude de la continuité des structures et des propriétés hydrauliques. Les techniques d'échantillonnage ont été affinées grâce au développement de nouvelles techniques : des sondes spéciales ont été développées pour les investigations hydrogéologiques et géophysiques. L'état des contraintes dans la roche a été mesuré.

Des tranchées de reconnaissance ont été pratiquées : la couverture sédimentaire est mince et la surface du granite a pu être observée directement ; les tranchées ont

permis de recueillir beaucoup d'informations sur la fracturation et de préciser la position de contacts lithologiques prévus par les modèles.

Sur chaque site, les déformations de la roche ont été observées au moyen d'un système GPS.

On constate que la caractérisation du site d'Olkiluoto/Eurajoki, finalement préféré, a été menée sur treize années avec une continuité remarquable et une grande économie de moyens. Le programme de chaque nouvelle phase a été déterminé après exploitation des résultats des phases précédentes, que ce soit en densifiant les mesures (en les concentrant sur une aire restreinte) ou en recourant – notamment pour les investigations hydrogéologiques - à de meilleures méthodes de mesure.

Les méthodes de géophysique et de cartographie de surface, pleinement mises à profit, utilisées dans la première phase, ont permis d'établir un modèle structural : des zones de failles sont identifiées, qui délimitent des blocs peu fracturés au sein desquels ont été réalisés, de façon progressive, des forages profonds.

Le nombre de forages a été fixé en fonction des deux contraintes opposées :

- il doit être suffisant pour étayer une interprétation structurale des zones de fractures,
- il doit être suffisamment faible pour éviter de réduire les capacités de rétention du site, dans la perspective de son utilisation future comme site de stockage.

Les modèles représentatifs de la roche n'ont pas été modifiés profondément, d'une version à l'autre (1992, 1996, 1998), en fonction de l'exploration : la stabilité du modèle du site d'Olkiluoto est l'indice de sa pertinence ; il est vrai que la roche est très similaire sur les affleurements, sur les tranchées et en profondeur : cette homogénéité verticale facilite l'élaboration de modèles.

L'approche finlandaise s'appuie sur un modèle structural de fractures planes, qui doit être vérifié par de nouvelles observations en profondeur. POSIVA estime que des incertitudes, que le laboratoire devrait permettre de lever, subsistent sur la géométrie exacte, la localisation, les propriétés des zones fracturées et le volume de roche intacte. Mais POSIVA estime dès à présent, au vu des résultats acquis, qu'un stockage est faisable sur la zone reconnue à Olkiluoto, et sa constructibilité, assurée. Par contre, POSIVA estime qu'il n'est pas possible de concevoir dès à présent une

installation de stockage, bien que des volumes de roche considérés comme potentiellement adaptés pour un stockage puissent être définis.

Le coût total de la caractérisation du site, d'Olkiluoto s'est élevé à environ 55 millions de francs, y compris l'infrastructure d'accès. Le programme de caractérisation a donc été conduit avec une remarquable économie de moyens.

8.2.3 Axe 2 : Autres faits saillants

A) Le colloque d'IRVINE

Une réunion sur le thème : « élimination des déchets radioactifs de haute activité par confinement géologique – développement, état actuel, défis politiques et techniques » a été organisée à IRVINE, Californie, en novembre 1999 par le Bureau de gestion des déchets radioactifs de la Commission des sciences de la terre, de l'environnement et des ressources naturelles du Conseil national de la recherche des USA (NRC : National Research Council).

Deux membres de la Commission ont participé aux travaux. Les actes en paraîtront ultérieurement : ils feront suite au rapport « Repenser l'élimination des déchets radioactifs de haute activité » paru en 1998 sur le même thème de réflexion : ce document appelait à reconnaître les limites d'une approche rigide dans un domaine où les incertitudes, tant conceptuelles et sociales que physiques, sont grandes.

Parmi les enseignements qui se dégagent des travaux d'IRVINE, il est possible de citer les suivants :

Les scientifiques impliqués dans les études et dans les recherches sur la gestion des déchets doivent faire des efforts actifs de communication et étayer solidement leur crédibilité. A ces fins, ils doivent, en particulier, publier leurs travaux et documenter les conclusions de l'étude d'impact du stockage de façon convaincante, c'est-à-dire de telle sorte que des lecteurs d'expériences diverses puissent s'assurer de leur validité. Il faut, de plus, que les scientifiques disposent d'une marge de liberté (et des fonds nécessaires) pour pouvoir explorer les chemins qui s'ouvriront de façon imprévisible au cours d'une exploration honnête du champ des études.

Les autorités doivent, pour leur part, exercer leurs responsabilités : fixer clairement et précisément les critères d'acceptabilité, les expliquer et s'en justifier, évaluer la validité des hypothèses retenues par les scientifiques pour démontrer le respect des critères.

L'établissement d'un dialogue avec le public peut nécessiter que soient très tôt communiqués les critères de sélection de sites, que les démarches, les résultats soient présentés sans retard au public, y compris les éventuelles controverses. Il convient d'afficher un processus de recherche de solution, et non d'exposer une solution prédéterminée que l'on se bornerait à justifier. Par ailleurs, il ne faut pas vouloir trop tôt quantifier les incertitudes et exprimer des fonctions de distribution en probabilité des résultats : mieux vaut reconnaître ce qui est encore ignoré.

Les laboratoires doivent, certes, répondre à l'exigence de connaissance d'un site donné. Mais ils devraient aussi servir à l'information du public. Non sans lien avec cette visée démonstrative, le concept de réversibilité promu dans nombre de pays est poussé jusqu'à comprendre une étape d'épreuve de stockage (« stockage-pilote » ; cf. concept EKRA, suisse, et concept suédois) .

Mais, même dans le cadre d'une approche progressive, par étapes, comportant l'implication précoce du public, les dilemmes demeurent nombreux. La comparaison des risques à long terme aux risques à court terme, la multiplicité des critères d'évaluation possibles, la difficulté d'énoncer des règles qui retentissent sur un futur lointain, etc. sont autant de questions qui n'appellent pas de réponse unique.

B) L'évaluation de faisabilité du stockage de YUCCA MOUNTAIN – Avis du Comité de critique (Nuclear Waste Technical Review Board – NWTRB)

Rappelons que, en application de la loi de 1982 (amendée en 1987) sur les déchets radioactifs, le ministère de l'énergie (DOE) des Etats-Unis d'Amérique a publié en décembre 1998 une étude de faisabilité d'un stockage de déchets à Yucca Mountain (Nevada). Le DOE a par ailleurs diffusé, en juillet 1999, le rapport d'étude préliminaire d'impact sur l'environnement. Depuis lors, les études de conception du dépôt géologique se sont poursuivies, jusqu'au stade dit « License Application Design Study ».

Dans sa conception révisée, le dépôt comprend les éléments suivants :

- les colis contiennent 21 assemblages irradiés de réacteurs à eau sous pression, ou leur équivalent ;

- l'enveloppe des colis est double : l'enveloppe interne est en acier inoxydable (type 316), de 50 mm d'épaisseur ; l'enveloppe externe est en alliage 22, de 20 mm d'épaisseur ; cette conception est substituée à la précédente : enveloppe interne de 20 mm d'épaisseur en alliage 22, enveloppe externe de 100 mm d'épaisseur en acier noir, en considération du risque de rupture de l'enveloppe interne qui résulterait du gonflement de l'oxyde produit par la corrosion de l'enveloppe externe ;

- les deux enveloppes seraient emboîtées avec jeu (dans la conception ancienne, elles étaient solidaires par frettage) ;

- un tablier en titane protège chaque colis ; ce tablier serait couvert, dans la galerie, par des matériaux granulaires de remblai, pour le protéger des chutes éventuelles de blocs rocheux ;

- les colis sont disposés de façon quasi jointive dans des galeries espacées de 81 m, ventilées (15 m^3/s d'air par galerie) jusqu'à la fermeture du dépôt, qui n'interviendrait pas avant au moins cinquante ans à partir de la mise en place des colis.

La ventilation des galeries pendant au moins un demi-siècle durant la phase intermédiaire entre mise en place des colis et fermeture des dépôts est une évolution majeure du projet, tendant à diminuer la température de paroi des galeries, et permettant d'abaisser sensiblement la température maximale de la roche après la fermeture. Dans le concept précédemment proposé, la température pouvait atteindre 150°C, un an après la fermeture, et rester supérieure au point d'ébullition de l'eau pendant des milliers d'années, alors qu'elle ne dépasserait pas 100°C si les galeries étaient ventilées pendant 125 ans. De plus, un mélange du combustible de divers enrichissements initiaux et taux de combustion est prévu, pour éviter la présence de colis de puissance unitaire trop élevée (elle serait limitée à 11,8 kW).

Les recherches en cours tendent à évaluer le risque de corrosion sous contrainte de l'alliage 22, et à mettre au point des procédés de traitement de détensionnement pour diminuer ce risque. Le risque de défauts de réalisation des conteneurs, et les moyens de les prévenir, font aussi l'objet d'études.

Le Comité de critique (NWTRB), institué par les amendements apportés en 1987 à la loi fédérale de 1982, a concentré son examen sur les éléments de conception qui suivent :

- la température à laquelle le dépôt géologique pourrait être porté : le Comité estime que la durée de refroidissement par ventilation ne peut être réduite (i.e. de 125 à 50 ans) que si des bases scientifiques suffisantes permettent d'en confirmer la possibilité ; le DOE en est encore très loin, mais il est vrai que ceci ne constitue pas un obstacle à la mise en service de l'installation ;
- le tablier de protection en titane : le Comité estime qu'il peut exercer une fonction utile, mais remarque que les justifications apportées jusqu'à présent sont insuffisantes et encore imprécises, et les engagements du DOE à apporter les informations complémentaires avant la décision, non clairs ;
- la conception générale : celle-ci, qui a évolué en trois étapes (1986, 1993 et 1999), paraît assez flexible et ménager des possibilités d'évolution future, ce qui est important.

Le Comité de critique a aussi porté son regard sur les investigations effectuées par le DOE pour comprendre les caractères hydrogéologiques du site. Des forages ont été effectués jusqu'à la zone saturée ; ils ont donné lieu à des observations (notamment de points chauds) non encore toutes expliquées. Le Comité de critique reconnaît l'importance de ces travaux de reconnaissance pour l'évaluation de la sûreté, mais note qu'il faudra encore du temps, notamment pour expliquer le fort gradient hydraulique observé dans l'aquifère régional, et souligne l'exigence de qualité des données.

C) Programmes internationaux

Les résultats acquis dans le cadre de programmes expérimentaux internationaux pour l'étude de la faisabilité du stockage des déchets radioactifs ont été présentés à la Commission le 1er décembre 1999. La durée de ces programmes est généralement très longue, et ils se déroulent souvent en plusieurs phases. Il n'est donc pas aisé de présenter leurs résultats, acquis progressivement et continûment.

La Commission s'attache à présenter ici les résultats acquis dans le cadre de quatre de ces programmes, après franchissement d'une étape cruciale (RESEAL, PRACLAY) ou complet achèvement (ECOCLAY, OKLO II).

RESEAL

Le projet RESEAL a pour but de prouver en vraie grandeur la faisabilité du scellement d'un forage et d'un puits dans une argile plastique.

En décembre 1997, au laboratoire souterrain HADES de MOL (Belgique), un forage horizontal de 270 mm de diamètre a été scellé avec des blocs de bentonite précompactée pour étudier l'interaction roche/bentonite. Deux types de bentonite ont été essayés. Le comportement du scellement a été étudié au moyen de capteurs de pression et de contraintes.

La perméabilité du scellement ainsi réalisé est dix fois plus faible que celle de la roche hôte. Un essai de perméabilité au gaz a confirmé ce résultat. Un modèle de comportement a été établi au préalable, permettant d'élaborer des prévisions confirmées par l'expérience.

Un puits expérimental de 2,2 m de diamètre du même laboratoire a été scellé en septembre 1999 avec un mélange de pastilles de haute densité et de poudre de bentonite (argile Fo-Ca). Lorsque la bentonite sera saturée d'eau, sa pression de gonflement engendrera une pression égale à la pression lithostatique.

Un modèle numérique a été réalisé pour l'interprétation des résultats futurs de cette expérience.

ECOCLAY

Le but du programme européen ECOCLAY était de mesurer les effets minéralogiques et structuraux des interactions entre diverses bentonites et des eaux cimentaires. L'investigation s'est appuyée sur deux types d'expériences :

1) altération hydrothermale statique de la bentonite à pH 12,6 et 13,5 à 35°C et à 60°C dans des réacteurs,
2) contact pâte cimentaire – bentonite dans différentes conditions d'humidité relative.

La composition chimique des solutions dans les expériences du premier type a été utilisée pour tester les procédures de modélisation basées sur différents codes de calcul thermodynamique utilisant les bases de données

internationales. Parallèlement, les paramètres thermodynamiques des minéraux argileux mis en jeu ont été affinés par une étude théorique.

Dans les deux types d'expérience, l'argile de la bentonite (montmorillonite) réagit et se transforme en smectite dioctaédrique bi-substituée par apparition de sites tétraédriques. Le processus dominant est une transformation en phase « solide ». Cependant, la formation de particules hexagonales témoigne d'un processus de dissolution – cristallisation.

Fracturation et altérations sont observées dans la pâte cimentaire comme dans la bentonite. La carbonatation de la périphérie du noyau cimentaire est associée à une perte de Ca et un enrichissement en K et Na. L'ouverture du joint de contact ciment-argile et la fissuration de la matrice bentonitique permettent la circulation des solutions et la précipitation de la calcite. Dans les halos d'altération, la montmorillonite sodique initiale est transformée en smectite bi-substituée calcique.

Les codes de calcul thermodynamique mettent aussi en évidence la formation de smectite au cours des expériences. La connaissance des paramètres thermodynamiques a pu être affinée en se fondant sur un modèle de calcul qui fait appel à l'énergie d'hydratation des différentes espèces de smectite. La simulation montre que la transformation de la montmorillonite en smectite bi-substituée dépend du pH initial.

Les études menées dans le cadre d'ECOCLAY ont montré la réactivité des argiles de type montmorillonite. Il reste cependant des interrogations sur les processus (transformation ou dissolution), sur les paramètres thermodynamiques, et sur les produits finaux des réactions (rapport eau-roche faible qui a limité l'apport d'alcalins en solution et a permis de tamponner rapidement le pH). De même, des interrogations subsistent sur la transposition de processus observés pour une montmorillonite à des phases argileuses plus complexes comme les interstratifiés ordonnés ou désordonnés de l'argilite du Callovo-Oxfordien.

Le programme ECOCLAY est suivi d'un programme complémentaire (ECOCLAY II) dans le cadre du 5ème PCRD, pour répondre à ces questions et prendre en compte les processus de transport et leur couplage avec les réactions chimiques. Le projet prévoit un ensemble de mesures expérimentales sur l'évolution des propriétés hydrauliques et géochimiques

des argiles, ainsi qu'une modélisation numérique de leur comportement à long terme.

PRACLAY : Etude du comportement thermo-hydro-mécanique d'une barrière ouvragée argileuse – Maquette OPHELIE

Le projet PRACLAY a pour but de valider le concept choisi de stockage des déchets de haute activité en Belgique. Pour préparer l'essai de démonstration in situ dans l'argile de Boom, une maquette en surface a été construite. Cette maquette, nommée OPHELIE, simule une section de 5 mètres d'une galerie de stockage, en particulier le tube d'enfouissement et la barrière ouvragée. Le massif argileux est remplacé par une enveloppe en acier pour résister aux fortes pressions internes. Après construction, la barrière ouvragée a été hydratée ; quelques mois plus tard, le mandrin chauffant simulant les colis de déchets a été mis en service.

L'hydratation de la barrière ouvragée, commencée en décembre 1997, n'est pas encore totalement achevée. Le chauffage a commencé en juin 1998. La température de l'enveloppe externe (100°C) est imposée, pour correspondre à la température prévue in situ.

De nombreux capteurs n'ont pas résisté à l'effet conjugué de la température et des contraintes. Le chauffage sera arrêté en 2001, et l'expertise commencera après un délai de refroidissement de six mois.

Les mesures de conductivité thermique effectuées avant chauffage indiquent une valeur plus élevée que prévu, non encore expliquée.

L'objectif ultime de la maquette, intégrée dans l'exposition permanente, située dans le hall de démonstration PRACLAY, est de présenter concrètement au public l'évolution de la recherche sur le stockage des déchets radioactifs.

OKLO II

Le projet « Analogue naturel d'Oklo – Phase II » s'est achevé en 1999. Le terme-source est composé de minerai d'uranium (uraninite), qui a été le siège de réactions de fission. De nombreux traceurs géochimiques et isotopiques sont présents, qui permettent de comprendre les processus de migration et rétention des actinides et des produits de fission. L'environnement proche des zones de réaction est composé essentiellement de matériaux argileux.

Ce projet a permis d'apporter des éléments concernant :

- l'évolution à long terme du combustible irradié ; des mesures de taux de dissolution à court terme accompagnées d'un modèle montrant que les mécanismes et taux de la corrosion oxydante d'un combustible irradié ou d'UO_2 non irradié sont comparables à ceux des uraninites d'Oklo ;
- les modèles et les données qui sont disponibles pour hiérarchiser et décrire quantitativement les interactions de l'uranium et des terres rares avec un matériau argileux complexe,
- la compréhension du piégeage des radionucléides (produits de fission, actinides) dans des phases minérales « génériques » (oxydes de manganèse et de fer, chlorite, illite...) ou dans des produits secondaires spécifiques, comme les phosphates, les zircono-silicates...,
- la compréhension du tampon redox dans un environnement argileux, pour des conditions allant de la profondeur vers la surface. Le modèle ainsi établi semble suffisamment générique pour être adapté à d'autres situations.

D) La conférence internationale « Migration 99 »

La septième réunion internationale bi-annuelle sur la chimie et le transport des actinides et des produits de fission dans la géosphère a eu lieu du 26 septembre au 2 octobre 1999 dans le Nevada (USA).

L'objet des conférences « Migration » est de communiquer les résultats des recherches fondamentales en chimie et géochimie dans trois domaines :

1. la chimie des actinides et des éléments de fission dans les solutions aqueuses représentatives des eaux naturelles,
2. leurs interactions géochimiques et leur transport dans les barrières ouvragées et la géosphère,
3. l'établissement de banques de données et le développement des modèles liés essentiellement au point précédent.

Les participants à ces conférences sont donc les chercheurs des pays qui poursuivent des recherches en vue d'un stockage géologique de déchets radioactifs. Les actinides les plus étudiés restent les actinides majeurs (au sens des proportions mises en jeu dans les réacteurs) : l'uranium et le plutonium, puis les actinides mineurs, neptunium et américium. Les autres éléments ayant fait l'objet de communications sont le technétium, l'iode et le sélénium.

La chimie des actinides (et des autres éléments) est essentiellement développée selon deux directions, solubilité/réactions de dissolution et complexation par des anions inorganiques et organiques, puis viennent les études de réactions rédox et de formation de colloïdes. Elles sont de plus en plus conduites dans un esprit de spéciation (identification des entités dans lesquelles sont engagés les éléments), de chimie moléculaire et de chimie de coordination, avec le souci d'obtenir des données thermodynamiques pour alimenter les banques de données.

Dans le second domaine, ce sont les études classiques de sorption/désorption qui viennent en tête, puis celles de diffusion dans les milieux géologiques, avec un intérêt particulier pour les colloïdes. Les études de « partition » des éléments d'intérêt entre des « phases » d'échantillon géologiques solides, sédiments par exemple, deviennent reproductibles. Il s'agit ici de phases définies par rapport à leur pouvoir de rétention des éléments vis-à- vis de protocole d'extraction plus ou moins agressifs. On peut noter aussi une augmentation des recherches sur les effets de l'activité biologique (acides organiques et bactéries) sur le comportement des éléments. Celles concernant les analogues naturels se poursuivent mais il n'y a pas de nouveau site examiné. En revanche des données sur la migration des éléments dans des sites anthropiques (sites de tests d'armes nucléaires) ont été présentées. Toutes ces recherches s'appuient sur les résultats obtenus dans le domaine précédent.

Dans le dernier domaine, le développement de modèles géochimiques domine les recherches. Il s'agit de modèles de migration des éléments appliqués à des sous-systèmes d'un éventuel stockage géologique. A cet égard, on peut noter qu'il existe un nombre considérable de modèles locaux couplant transport et chimie sous différents gradients. La sélection des données fondamentales (constantes thermodynamiques) ou opérationnelles (coefficients de partage Kd) vient ensuite.

Les techniques utilisées pour conduire les études sont en général classiques mais certaines sont désormais appliquées sur la matière radioactive comme l'EXAFS, la RMN et la spectromètrie de masse par électrospray (donnant un accès quasi direct aux espèces moléculaires contenues dans une solution). Ce sont les laboratoires bien équipés pour travailler sur la matière radioactive (USA : Argonne, Los Alamos, Livermore ; Royaume-Uni ; France) qui travaillent sur les actinides, des échantillons de verres nucléaires ou d'oxyde d'uranium irradié, les autres ne pouvant conduire que des recherches centrées sur l'uranium le thorium ou des éléments de fission. D'une façon générale, il n'y a pas assez de recherches sur la matière radioactive réelle, c'est à dire celle qui constitue les colis de déchets.

Beaucoup d'études sont la continuation des recherches en cours depuis quelques années. Certaines sont longues et il ne peut en être autrement. Toutefois, il faut noter un effort important sur l'étude de complexes ternaires (1 élément + 2 complexants inorganiques, par exemple anion hydroxyle et anion carbonate ; 1 élément +1 complexant inorganique par exemple l'anion hydroxyle + 1 complexant organique comme un acide humique), sur l'étude de la sorption sur des phases minérales mixtes, sur l'étude des colloïdes et pseudo-colloïdes et sur la mobilisation directe ou indirecte des éléments par les micro-organismes. Cela rapproche les recherches de laboratoire des systèmes réels de l'environnement. Cependant il y a encore des domaines entiers en relation avec le stockage qui ne sont pas explorés, par exemple celui de la co-précipitation de plusieurs éléments et les effets locaux de concentration et de température dans la géosphère.

Les recherches présentées à Migration'99 sont très en amont des problèmes identifiés pour un stockage géologique. Cela est une garantie pour la simplification des modèles utilisés dans les analyses de performances des sous-systèmes d'un stockage, simplification qui doit être fondée sur une connaissance profonde des phénomènes.

Nombre de données sur des systèmes simples préparés en laboratoire sont collectées. Elles ne permettent pas encore de rendre compte de la complexité des systèmes réels. La tendance est d'étudier des systèmes plus complexes : des programmes nationaux et internationaux sont engagés en ce sens.

8.2.4 Axe 3 : Conclusions du groupe d'experts EKRA (Suisse)

A la fin de l'année 1998, une mission diligentée par le gouvernement fédéral suisse recommanda, entre autres, d'examiner plus avant le concept d'entreposage réversible de longue durée. Le Ministre fédéral chargé de l'environnement créa, à cette fin, en juin 1999, un groupe d'experts sur les concepts d'élimination (Groupe EKRA – Expertengruppe Entsorgungskonzepte für Radioaktive Abfälle).

Sur ce sujet, le groupe EKRA est parvenu aux conclusions suivantes :

1. les systèmes de sûreté des installations d'entreposage intermédiaire sont conçus pour de courtes périodes d'entreposage ; ils ne remplissent pas les exigences minimales de sûreté à long terme,
2. les installations de stockage final situées en surface, et les installations « ouvertes » en profondeur (pour entreposage permanent), qui toutes nécessitent une surveillance, ne satisfont pas non plus au critère de sûreté à long terme,
3. dans l'état actuel des connaissances, l'élimination géologique est la seule méthode pour isoler les déchets radioactifs qui satisfait à l'exigence de sûreté à long terme. La réversibilité est faisable en principe, mais n'est pas partie intégrante de ce concept d'élimination,
4. les demandes de la société sont orientées vers le principe de réversibilité. Le groupe EKRA a, de ce fait, développé le concept d'entreposage géologique surveillé pendant une longue durée, qui combine élimination et réversibilité. Le concept comprend, en complément à l'installation de stockage proprement dite, une installation d'essai et une installation-pilote, ainsi qu'une phase de surveillance et de reprise facilitée avant le stockage géologique définitif. Le concept d'entreposage géologique surveillé pendant une longue durée prend ainsi en compte à la fois les exigences de sûreté à long terme, et celles de la réversibilité. S'il n'y a pas de motif de récupérer les déchets, le stockage géologique sera ainsi réalisé de manière progressive,
5. la manière, ainsi proposée, de modifier le concept de stockage géologique, en incluant des éléments de l'entreposage surveillé de longue durée, résulte de considérations de sûreté.

Avantages :

- accroissement possible de la sûreté, qui résulterait de l'approfondissement des connaissances, et d'avancées technologiques,
- reconnaissance précoce d'évolutions inattendues et indésirables,
- récupération facile des déchets ou, si nécessaire, réparation de l'installation.

Inconvénients possibles :

- durées d'exposition plus longue, surtout pour le personnel d'exploitation,
- risques accrus d'intrusion,
- conséquences négatives résultant d'évolution socio-politiques imprévues et difficilement prévisibles (guerre, changement de système social, épidémies...).

*
* *

On ne peut manquer, enfin, pour clore ce chapitre, de rappeler l'adoption, par le Comité des Nations-Unies sur les effets des radiations atomiques (UNSCEAR), d'un très important rapport synthétisant l'ensemble des connaissances acquises sur l'exposition de l'homme aux rayonnements, et les effets biologiques de ceux-ci.

Dans une première annexe à ce rapport, l'UNSCEAR décrit les méthodes d'évaluation des doses résultant de l'irradiation externe (effets des rayons cosmiques, des autres sources naturelles et des sources constituées par les rejets de toute nature : essais d'armes dans l'atmosphère, réacteurs, etc.), de l'inhalation et de l'ingestion de radionucléides. L'UNSCEAR traite en particulier le cas des radionucléides dont la dispersion dans la biosphère est mondiale : tritium, carbone 14 et iode 129.

D'une manière générale, et depuis 1962, l'UNSCEAR décompose le calcul des doses en évaluant les concentrations de radionucléides dans les différents compartiments de la biosphère, l'incorporation et la dose qui en résultent. La méthodologie retenue par l'UNSCEAR est d'application universelle. Les coefficients de transfert d'un compartiment à l'autre ont fait l'objet d'études et d'expérimentations depuis de nombreuses années, et notamment depuis l'accident de Tchernobyl. Les mesures effectuées depuis cet accident ont révélé que des variations locales ou saisonnières

devraient être prises en compte. Des programmes d'intercomparaison et de validation des modèles ont été initiés.

Le transfert du tritium, du carbone 14 et de l'iode 129 n'est pas représenté par des coefficients de transfert, mais par une approche particulière.

En raison de la contribution dominante de quelques radionucléides aux doses, et compte tenu l'assez bonne connaissance des paramètres de transfert de ces radionucléides, la démarche de l'UNSCEAR repose sur des fondements solides. Mais l'UNSCEAR ne prend évidemment pas en compte les rejets qui résulteraient, à très long terme, des dépôts de déchets radioactifs, qui impliquent d'autres radionucléides à vie longue : l'UNSCEAR se borne à signaler cette question particulière.

L'UNSCEAR, bien qu'il fasse des estimations globales pour une évaluation d'impact sur la population du monde entier, et se satisfasse de données typiques, remarque que les évaluations des doses résultant de la contamination des eaux souterraines et des eaux de surface nécessitent, d'une façon générale, la connaissance des données sur l'environnement local (débits, faune, facteurs d'échange avec les sédiments, population et habitudes de vie, etc.), alors que ce n'est pas nécessaire pour d'autres voies d'exposition (irradiation externe par le sol, rayonnement cosmique, inhalation ...).

Enfin, quoiqu'il œuvre dans une perspective globale, l'UNSCEAR tient compte de situations spécifiques pour apprécier la variabilité des évaluations globales des doses. L'UNSCEAR peut ainsi conclure à la validité de la méthodologie choisie et de l'approche générale en valeur moyenne, mondiale.

ANNEXE 1

-*-*-*-*-*-*-

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION AU 27 JUIN 2000

- **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 - (Sciences mécaniques)

- **Jean-Claude DUPLESSY** - Directeur de Recherche au CNRS.

- **Robert GUILLAUMONT** – Professeur honoraire de chimie-radiochimie – Université PARIS XI (Orsay) - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Chimie).

- **Claude JAUPART** – Professeur à l'Université Denis Diderot - Directeur de l'Institut de Physique du Globe de Paris - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Sciences de la terre).

- **Juan-Manuel KINDELAN GOMEZ DE BONILLA** - Président du Conseil de Sécurité Nucléaire en Espagne.

- **Jacques LAFUMA** – Docteur en médecine.

- **Jean LEFEVRE** - Conseiller Scientifique du CEA pour l'aval du cycle du combustible.

- **Ghislain de MARSILY** - Professeur de Géologie Appliquée à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Sciences de la terre) - Membre Associé Etranger de l'US Academy of Engineering.

- **Olivier PIRONNEAU** - Professeur et Directeur du Laboratoire de Mathématiques Appliquées à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI – Membre correspondant de l'Académie des Sciences (Mathématiques) - Membre de l'Institut Universitaire de France.

- **Jean-Paul SCHAPIRA** - Directeur de Recherche au CNRS.

- **Claes THEGERSTRÖM** – Directeur à SKB, Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires.

Le Secrétariat scientifique de la Commission Nationale d'Evaluation est assuré par Remi PORTAL.

Commission Nationale d'Evaluation
Tour Mirabeau - 14ème étage
39-43 Quai André Citroën
75015 PARIS

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

ANNEXE 2

-*-*-*-*-*-*-

DONNEES RELATIVES AUX PRINCIPALES PROPRIETES DES COLIS DE DECHETS RADIOACTIFS

Altération par l'eau des Nouvelles Matrices de Confinement

En présence d'eau, les matrices s'altèrent initialement à une vitesse V_0 qui se mesure en grammes de matrice altérée par mètre carré de matrice exposée à la lixiviation et par jour.

Dans l'ensemble des cas étudiés, la vitesse d'altération chute ensuite fortement, d'autant plus vite que le volume d'eau disponible est faible (rapport S/V de la surface lixiviée au volume d'eau élevé). L'épaisseur de matrice altérée, lorsque ce régime de faible vitesse d'altération est établi, se mesure en microns.

Les vitesses d'altération dépendent de la température. Elles ont essentiellement été mesurées à 90°C. Les épaisseurs de matrice altérée lorsque le régime établi est atteint dépend de la quantité d'eau disponible. Elles ont essentiellement été estimées à $S/V=200cm^{-1}$.

Les diverses matrices peuvent se comparer de la façon suivante :

Verres :

Verres	hydrolyse V_0 + recondensation, formation d'un gel d'altération, diffusion dans le gel.
Verre de type R7T7 (considérés pour les calcinats de produits de fission issus du procédé PUREX)	- vitesse initiale d'altération ~1 $gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-4}$ $gm^{-2}j^{-1}$ - épaisseur altérée au régime établi < 10µm
Verres aluminosilicatés (considérés pour le césium)	- vitesse initiale d'altération ~0.2 $gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-5}$ $gm^{-2}j^{-1}$ - épaisseur altérée au régime établi < 1µm

Source CEA - programme CLTC

Matrices cristallines :

limites de solubilité, effets des grains et des joints, ségrégation et altération aux joints, passivation.

iodoapatites (considérées pour l'iode)	Essai réalisé sur une iodoapatite en poudre. Test en cours sur céramique enveloppe puis sur céramique composite. - vitesse initiale d'altération ~$2.4 10^{-3}$ $gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération et épaisseur altérée au régime établi : mesures en cours
fluoroapatites (considérées pour les actinides et le césium)	- vitesse initiale d'altération : $10^{-3} gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-6} gm^{-2}j^{-1}$ (sous réserve que le calcium ne soit pas incorporé dans un produit secondaire d'altération). - épaisseur altérée au régime établi : mesures en cours
oxybritholites (considérées pour les actinides et le césium)	- vitesse initiale d'altération : ~$2.5\ 10^{-2}$ $gm^{-2}j^{-1}$
britholite (considérées pour les actinides et le césium)	Apatite complètement silicatée et oxygénée - vitesse initiale d'altération : mesures en cours - vitesse d'altération au régime établi : dimensionnement des expériences en cours
PDT (considérés pour les actinides tétravalents)	- vitesse initiale d'altération ~10^{-6} $gm^{-2}j^{-1}$ à 25°C - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-7} gm^{-2}j^{-1}$ à 25°C.
zirconolite (considérée pour les actinides)	La saturation hors équilibre thermodynamique a été mise en évidence (CEA). - vitesse initiale d'altération ~10^{-2} $gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-6}$ $gm^{-2}j^{-1}$ - épaisseur altérée au régime établi < 0.1µm
hollandite (considérée pour le césium)	La saturation hors équilibre thermodynamique a été mise en évidence (ANSTO). - vitesse initiale d'altération ~10^{-2} $gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-4}$ $gm^{-2}j^{-1}$ ($S/V<200cm^{-1}$)

Matrices vitrocristallines :

saturation hors limite de solubilité des phases primaires, vitesse initiale d'altération de la matrice supérieure à celle du cristal, épaisseur altérée au régime établi inférieure à la taille typique des structures ⇒ altération contrôlée par le verre ?

à base zirconolite (considérée pour les actinides)	- vitesse initiale d'altération ~0.2 $gm^{-2}j^{-1}$ - vitesse d'altération au régime établi $<10^{-4}$ $gm^{-2}j^{-1}$ - épaisseur altérée au régime établi < 0.1 µm
à base hollandite (considérée pour le césium)	Mesures prévues

Source CEA - programme CLTC

Données retenues par l'ANDRA pour les études d'avant projet (2000-2001)

Modèle phénoménologique conceptuel et terme source au stade des concepts préliminaires

Colis type de référence pour l'évaluation de performance	Terme source et Modèle de comportement utilisés par l'ANDRA
▪ Colis de déchets vitrifiés La Hague R7/T7 (« CSD-V »)	▪ Pas de performance de confinement demandée à l'enveloppe primaire ▪ « **Vitesse de dissolution initiale** » pour la dissolution de la matrice verre ($\theta \leq 50°C$ et $7 \leq pH \leq 9$) ▪ Relâchement congruent de tous les radionucléides à la dissolution du verre ⇒ **Taux de relâchement : 10^{-5} an^{-1}**
▪ Colis de coques et embouts, et de déchets technologiques, (colis de coques et embouts et déchets technologiques compactés « CCSD-C »)	▪ Pas de performance de confinement demandée à l'enveloppe primaire ▪ **Actinides : 100 % labiles** ▪ **Produits de fission : 100 % labiles** ▪ **Produits d'activation : taux de relâchement de 10^{-5} an^{-1} pour la fraction d'inventaire contenue dans les matériaux métalliques** (ex : 18 % C14, 90% Zr93, 99.99% Ni63)
▪ Colis de déchets bitumés STE3	▪ Pas de performance de confinement demandée à l'enveloppe primaire ▪ **Modèle de pénétration de l'eau dans le bitume pur** (diffusion Fickienne, teneur en eau initiale dans le bitume nulle et teneur en eau maximale dans le bitume de 0.5% en masse) ▪ Relâchement congruent des radionucléides à la quantité d'eau pénétrant dans le colis ⇒ **Taux de relâchement : 10^{-4} an^{-1}**
▪ Combustible « UOX »	▪ Pas de performance de confinement demandée aux coques vis-à-vis de la matrice d'oxyde ▪ **Modèle de dissolution radiolytique de la matrice d'oxyde** déterminée sur les temps courts ▪ Activité labile pour 20% (Ni, Nb), 15% (I), 5% (Cs), 4% (C14), 2% (Se, Sn, Tc, Sr, Sm, Pd, Ag, Zr) ▪ Modèle de corrosion du zircaloy pour Ni59, Ni63 et Nb94 ⇒Taux de relâchement : 10^{-4} an^{-1} ⇒ **Taux de relâchement de la matrice : 10^{-6} an^{-1}**
▪ Combustible « MOX »	Idem UOX dans le principe : comportement enveloppe des grains d'oxyde d'uranium ⇒ **Taux de relâchement : 10^{-5} an^{-1}**

Source : ANDRA/DS/MA – F.PLAS

ANNEXE 3

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

Compte Rendu

Atelier sur les séparations pyrochimiques /
Worshop on Pyrochemical Separations*

OCDE, Agence de l'Energie Nucléaire
Co-organisé par la Commission Européenne et CEA-Valrho

Avignon
14-15 Mars 2000

L'objectif de cet Atelier était de faire le point sur les travaux de séparation pyrochimique concernant soit le retraitement de combustibles nucléaires soit de nouvelles options de gestion des déchets nucléaires, options qui sont à l'étude. Il écartait tous les aspects qui relèvent des choix des combustibles et de ces options, comme l'utilisation de réacteurs à sels fondus.

Tous les pays qui développent des recherches fondamentales au stade du laboratoire et/ou des développements technologiques au stade du pilote de démonstration étaient représentés. On ne revient pas ici sur les motivations qui poussent ces pays, soit à initier, soit à développer ces recherches, dont certaines ont déjà été exposées dans les rapports de la Commission.

Cet atelier se situe dans la poursuite d'autres ateliers mis en place par l' Agence de l'Energie Nucléaire (AEN) sur les problèmes liés à la séparation des actinides et produits de fission ou d'activation à vie longue, contenus dans les combustibles irradiés ou usés. Un document sera édité sous forme d'une publication de l'OCDE-AEN regroupant les articles et des recommandations pour orienter les recherches. Ce compte rendu ne rapporte donc pas des résultats précis mais donne des tendances et souligne quelques points forts. Un document du CEA, riche en informations, est d'ores et déjà disponible, il porte sur les aspects fondamentaux et les techniques de la pyrochimie pour le domaine évoqué ici, sur les résultats des principaux Instituts impliqués et sur les programmes passés et en cours.

---

* les acronymes sont définis dans le glossaire

Deux thèmes généraux ont concerné, d'une part les programmes nationaux et internationaux et, d'autre part, la place de la pyrochimie dans de futurs cycles du combustible. Les autres thèmes, très techniques, ont porté sur les résultats acquis, les données de base à confirmer ou à acquérir, les développements techniques et les procédés envisagés pour conduire les séparations dans divers milieux salins fondus.

L'Union Européenne offre depuis un an un cadre fédérateur pour les échanges scientifiques et l'élaboration des programmes en pyrochimie, ainsi qu'un soutien financier (30% du soutien consacré à la Séparation en général). Ainsi le 5ème PCRD comporte le programme PYROREP (CEA, CIEMAT, ENEA, ITU, NRI, BNFL, AEA et CRIEPI) qui a pour but d'étudier des procédés de séparation de l'uranium, du plutonium et des actinides mineurs contenus dans des combustibles usés, des cibles d'irradiation ou des solutions de haute activité résultant d'opérations préalables de séparation (PUREX par exemple). Ce programme est coordonné par le CEA. Ce n'est pas un programme de grande ampleur mais un début d'organisation des recherches au niveau européen bien que le Japon soit partie prenante. En fait le Japon collabore étroitement avec des organismes européens. Le programme balaye tous les aspects techniques (principaux sels, différentes méthodes de séparation, déchets secondaires, matériaux spéciaux pour sels fondus) de sorte qu'il pourrait être un programme de référence des études à conduire. L'UE tente de mettre également en place un programme très axé sur la technologie dans le cadre de l'ISTC, qui inclut des aspects d'utilisation du plutonium militaire russe.

Les collaborations engagées dans le programme européen sont relayées par de nombreuses coopérations bilatérales de sorte que l'on peut dire que, avec des orientations différentes, tous les pays travaillent ensemble, selon des axes de recherches qui ont bien identifié les points importants à travailler. La réflexion internationale de ces dernières années a donc été productive.

Aux Etats-Unis, ANL, travaille depuis 15 ans sur le retraitement par pyrochimie de combustibles spéciaux, métalliques (ou autres), venant du nucléaire militaire. Par exemple le dernier projet a été le projet ALMR/IFR (Advanced Liquid Metal Reactor/Integral Fast Reactor) développé dans le FCT (Idhao Fuel Cycle Facility).

Le procédé actuellement en cours qui en résulte, EMC (Electro Metallurgical Technology) est probablement celui qui a atteint au monde le plus de maturité et qui a été testé pendant 5 ans (1995-2000) sur plusieurs centaines de kilogrammes de combustible métallique du réacteur à neutron rapide EBR-II (410 kg de combustible de coeur enrichi à 70 % en uranium 235 et 1400 kg de couverture d'uranium appauvri ont été traités). Il a consisté à récupérer par électrolyse, à partir de chlorures fondus, l'uranium et à confiner

les autres éléments dans un déchet. Le but était de re-conditionner l'uranium enrichi mais les études ont montré que l'on pouvait aller au delà dans les séparations. Ce procédé est maintenant au cœur de plusieurs procédés de séparations pyrochimiques, ou de procédés mixtes par voies aqueuse et sèche, envisagés pour traiter une large variété de combustible. Beaucoup des recherches qui sont en cours aux Etats-Unis, mais aussi ailleurs, ont pour but de confirmer leur applicabilité pour séparer le plutonium et les actinides mineurs. Elles ont permis de lancer le programme ATW (voir ci dessous).

Le principe du procédé EMC est schématiquement le suivant. A un bain de chlorures fondus à 500°C on ajoute un oxydant qui va aider la dissolution anodique du combustible métallique lors de l'électrolyse. Tous les éléments passent en solution, à l'exception du zirconium et de l'acier inoxydable des assemblages de combustible ainsi que des métaux nobles de fission. L'uranium se dépose à la cathode et est récupéré, puis fondu en lingots. Les métaux non dissous sont également fondus et vont aux déchets. Le sel est traité par une zéolithe qui retient les éléments dissous, elle est mélangée à un verre en fusion qui donne, en se refroidissant, une dispersion colloïdale d'une phase céramique dans le verre solide. Ce matériau composite va aux déchets.

En liaison avec ces travaux les Etats-Unis ont envisagé un concept de Séparation - Transmutation pour les combustibles civils, fondé pour une grande partie sur la pyrochimie, et auquel il faut accorder une place spéciale, car il diffère du concept double strate envisagé en France ou au Japon. Ce concept respecte la non prolifération, car aucune étape ne correspond à la production de plutonium civil séparé.

Ainsi, a été lancé, en 1999, un programme (2000-2005) d'évaluation de la possibilité de retraiter en 60 ans les combustibles électronucléaires qui seront accumulés en 2015 (87000 tonnes) aux Etats-Unis, pour transmuter les actinides, l'iode et le technétium (programme ATW : Accelerator Transmutation of Waste développé par LANL). Il faudrait 8 stations ATW de 840 MWth et 2 accélérateurs linéaires pour réaliser ce programme.

Schématiquement le procédé est le suivant. Il commence par un retraitement par voie aqueuse des combustibles usés (1450 t/an) pour séparer uniquement l'uranium, l'iode et le technétium (procédé UREX), tous les autres éléments contenus dans le combustible (35t/an) allant vers un traitement pyrochimique et le zirconium des assemblages (coques) vers la fabrication du combustible pour transmutation (voir ci dessous). L'uranium va aux déchets, éventuellement stockables en surface .

La solution active du retraitement UREX contenant tous les éléments autre que l'uranium est évaporée, les nitrates sont transformés en oxydes par la voie classique (oxalate et

calcination) puis les oxydes en métaux (réduction pyrochimique par le lithium métallique dans un chlorure fondu). Ceux-ci sont alors traités par pyro-électrométallurgie dans un mélange de chlorures fondus, comme cela est actuellement fait à ANL, afin de séparer les actinides à l'état métallique, qui vont constituer ensuite, avec le zirconium récupéré, le combustible d'un réacteur sous critique (alliage zirconium actinides). Les métaux nobles sont récupérés à l'état métallique et vont aux déchets. Le technétium et l'iode sont conditionnés en cible de transmutation.

Le combustible du réacteur sous critique est retraité, après des taux de combustion de 33%, par un second procédé pyrochimique qui permet de séparer l'iode, le technétium et le zirconium par volatilisation des chlorures, et les actinides non transmutés et les métaux nobles par pyro-électrométallurgie. Les nouvelles cibles et combustibles sont préparés et remis en réacteur.

Les sels fondus sont régulièrement épurés des produits de fission restants par une zéolithe.

Les déchets sont des métaux (parties en acier des assemblages et tous les métaux non utilisés ou séparés) et des matériaux composites (verres nucléaires enrobant une céramique) pour un volume estimé entre 0,1 et 0,3 mètres cube par tonne de combustible initial (uranium non compris).

La Russie a aussi une longue pratique de la pyrochimie. Le programme du RIAR est axé sur la production d'oxydes d'uranium, de plutonium et d'actinides plus lourds, ainsi que d'oxydes mixtes, en milieu chlorures fondus. Il se poursuit dans le cadre de la préparation de nouveaux combustibles vibro-compactés (programme DOVITA) pour des réacteurs à neutrons rapides, (dont BOR60) ou l'utilisation du plutonium militaire. Les méthodes utilisées sont la pyro-éléctrométallurgie des oxydes et la précipitation sélective des oxydes par un mélange oxygène chlore ou du carbonate de sodium. Le niveau de développement à RIAR est pré-industriel. La technologie en place permet de traiter des kilogrammes de matières par jour et au total des tonnes de combustible ont été traitées pour produire les différents oxydes ou leurs mélanges, ce qui est un aspect intéressant de ce procédé. Les sels sont décontaminés par précipitation de phosphates qui seront inclus dans une matrice vitreuse. Le RIAR travaille avec le HTEI.

BNFL participe au 5ème PCRD et son programme est orienté depuis 3 ans, et nettement depuis 1999, vers l'identification et la compréhension des points clés des procédés pyrochimiques de retraitement, avec une perspective d'industrialisation et d'offres commerciales pour divers combustibles, conformément avec sa politique d'innovation.

BNFL a une longue expertise dans ce domaine (uranium métal dans la filière Magnox par exemple) et sa veille scientifique en pyrochimie a été constante. Le programme expérimental de 3 ans (2000-2003) qui concrétise la réflexion des années passées vise à couvrir la séparation de uranium, plutonium, actinides mineurs et lanthanides en milieu chlorures fondus. Un électrolyseur pyro-électrométallurgique adapté doit entrer en opération en avril 2000 (100 grammes de plutonium sont autorisés) et un nouveau centre de technologie est en construction. Une partie du programme sera réalisé avec l'AEA et CRIEPI, à Harwell (réduction des combustibles oxyde par le lithium dans un chlorure, échelle de la dizaine de grammes). Des études d'ingénierie sont développées.

Le programme Français de pyrochimie (CEA et CNRS) est présenté en détail dans le corps du rapport de la Commission. Il vise à acquérir d'ici 2005 le maximum de données fondamentales pour le traitement de cibles de transmutation ou de combustibles avancés afin de contribuer aux options ouvertes par l'axe 1 de la loi de 1991. Des études fondamentales de chimie dans les chlorures et fluorures fondus sont ainsi lancées, accompagnées de développements technologiques appropriés, à l'échelle du laboratoire. Les expériences de démonstrations sur des cibles irradiées dans Phénix auront lieu après 2006 dans ATALANTE.

Au Japon le programme de pyrochimie par électrométallurgie en chlorures fondus (séparation de l'uranium et du plutonium) et extraction réductive par le lithium à partir de ces milieux vers des métaux liquides (actinides mineurs) est destiné à soutenir la faisabilité de futurs cycles du combustible (oxyde, nitrure et métal) pour neutrons lents et rapides. Il est associé à la stratégie de double strate envisagée dans le cadre du projet Omega. Ce projet est développé par CRIEPI (programme expérimental Actinide Recycling Technology by Pyroprocess), JNC (évaluation de procédés pour combustibles oxyde et métal de réacteurs à neutrons rapides) et JAERI (programme expérimental sur le combustible nitrure pour une deuxième strate), avec des collaborations nationales et internationales très actives (CRIEPI-ANL, RIAR, ITU, AEA et JNC-ANL, RIAR).

Au Japon il s'agit pour l'instant d'expériences de laboratoire pour des études de base, les tests sur combustibles irradiés ayant lieu ailleurs. CRIEPI a monté à ITU un important équipement de démonstration d'électropyrométallurgie en milieu chlorure fondu (échelle du kilogramme) qui va traiter d'abord un alliage métallique de synthèse, uranium plutonium zirconium actinides mineurs. Les essais sur combustible réel suivront. JNC ne développe pas de recherche technologique. Les Japonais (JAERI) sont les seuls à étudier le comportement pyro-électrométallurgique des nitrures d'actinides en chlorures fondus, qui posent des problèmes particuliers. En effet il faut utiliser de l'azote 15 pour nitrurer les oxydes des combustibles de la première strate, qu'il est impératif de récupérer lors du

recyclage des combustibles nitrures irradiés dans la seconde strate. Des installations de laboratoire vont être opérationnelles en 2000 dans l'installation NUCEF.

Les développements technologiques des séparations proprement dites (dérivés en fait des deux procédés ANL et RIAR), de la fabrication des combustibles et du traitement des sels ont bien progressé depuis les trois dernières années sous l'impulsion du programme japonais.

En Inde, IGCAR étudie la séparation de l'uranium du combustible carbure du réacteur rapide expérimental de Kalpakkam par pyrochimie en milieu chlorure fondu et étend ces recherches au combustible MOX choisi pour le futur prototype de réacteur rapide indien.

La République tchèque a un programme de recherche sur les séparations en fluorures fondus.

Pour terminer il convient de signaler des recherches accompagnant la purification du plutonium militaire qui visent à décontaminer les bains de chlorures ayant servi à l'éléctrométallurgie de ce métal. Les actinides résiduels sont précipités par le carbonate de sodium avec un facteur de décontamination élevé.

Tous ces programmes sont soutenus par des recherches fondamentales. Des résultats récents ont été présentés. Des nécessités ont été affirmées, comme la constitution d'une banque de données dédiée aux éléments qui interviennent dans le cycle du combustible.

X

X X

Il apparaît clairement que trois pays approchent la maîtrise de la technologie et des procédés pour un traitement pyrochimique de combustible nucléaire à un niveau significatif, les Etats-Unis, la Russie et le Japon. L'Angleterre affiche une volonté d'y arriver. Deux méthodes sont à la base de ces procédés, l'électrolyse et la précipitation sélective. La troisième méthode, l'extraction réductive n'est qu'au stade du laboratoire.

Les difficultés à surmonter pour promouvoir la pyrochimie séparative des actinides et des produits de fission au niveau de celui atteint par les séparations par voie aqueuse sont énormes. Mais la voie aqueuse a des limites et dans certaines options futures de gestion des déchets elle serait inapplicable. Enfin les connaissances de base pour optimiser les procédés évoqués au cours de cet atelier sont encore très incomplètes.

L'Atelier s'est conclu par la proposition de création d'un groupe de travail OCDE-AEN sur la Pyrochimie.

Le programme européen NEWPART (1996-1999)

Le programme de recherches NEWPART, réalisé dans le cadre du 4ème Programme Commun de Recherches et Développement (1996-1999), qui était coordonné par CEA/DCC (Marcoule), regroupait des chercheurs de sept autres laboratoires : University of Reading, Reading (Royaume Uni) ; Chalmers University of Technology, Göteborg (Suède), Institut des Transuraniens, Karlsruhe (Allemagne) ; ENEA, Ispra (Italie), Politecnico di Milano, Milan (Italie) ; INE/FZK, Karlsruhe (Allemagne) et ISE/FZJ, Jülich(Allemagne).

La recherche a porté sur **l'étude de procédés de séparation (par extraction liquide-liquide) de l'américium et du curium (An(III)) contenus dans les effluents acide de haute activité issus du retraitement des combustibles nucléaires usés selon le procédé PUREX**. Les recherches concernaient le concept de séparation en deux étapes : la première (procédé DIAMEX) consiste en la co-extraction des An(III) avec les lanthanides(III) (Ln(III)), produits de fission abondants, tandis que la seconde étape (procédé SANEX) concerne la séparation An(III)/Ln(III). Pour les deux domaines DIAMEX et SANEX, il les recherches ont porté tant sur l'aspect fondamental des interactions des extractants avec les ions métalliques concernés, que sur le développement et l'expérimentation en laboratoire des procédés, y compris sur solutions réelles de haute activité. Les principaux résultats obtenus sont présentés brièvement ci-dessous.

Procédé DIAMEX

Une meilleure compréhension de la chimie extractive des nitrates d'An(III) et de Ln(III) a été obtenue, en particulier par la détermination de la structure de solvates extraits. Les méthodes d'étude employées étaient très variées et incluaient notamment la diffraction des rayons X, l'absorption des rayons X, la RMN, et la spectrofluorimétrie laser à résolution temporelle. Il a été démontré que dans tous les cas, les molécules de malonamides se comportent comme des ligands bidentes vis à vis des ions M(III) (M = An et Ln).

Le développement de procédés a principalement porté sur l'emploi de l'extractant diméthyldibutyltétradécylmalonamide (DMDBTDMA). Plusieurs diagrammes de flux ont été développés et testés. Il faut en particulier citer le test réussi, réalisé à l'ITU de Karlsruhe, mené sur solutions réelles . La boucle d'essais était constituée d'extracteurs centrifuges miniatures. Au CEA, une évolution du procédé DIAMEX, basée sur un malonamide à la

formule optimisée, le diméthyldioctylhexyléthoxymalonamide (DMDOHEMA), a été développé et testé avec succès sur des solutions synthétiques inactives.

Procédés SANEX

Donneurs azotés tridentes

Plusieurs familles de ligands azotés tridentes ont été étudiées. Les résultats obtenus les plus remarquables sont ceux portant sur la famille des ***bis*-1,2,4-tri-azinyl-pyridines (BTP)**, développées tout d'abord à Karlsruhe, puis à Marcoule et à Reading, capables d'extraire sélectivement les nitrates d'An(III) de solutions d'acide nitrique et ceci en n'entraînant que de faibles proportions de Ln(III). L'étude de la structure cristalline de solvates formés entre les ions Ln(III) et les BTP montre que les ions Ln(III) sont totalement deshydratés, et que leur polyèdre de coordination est uniquement constitué de 9 atomes d'azote appartenant à trois molécules de BTP. Un procédé SANEX basé sur une molécule de BTP a été développé et testé avec des résultats encourageants, à Marcoule et à l'ITU sur des effluents actifs. Ceci constitue une avancée importante dans le domaine des séparations An(III)/Ln(III).

Nouveaux acides di-thiophosphiniques

Des acides di-thiophosphiniques *bis*-substitués (de la famille du Cyanex 301 développé par Y. Zhu à INET, Beijing, Chine) ont été proposés et étudiés à Jülich (FZJ). En mélanges synergétiques avec des extractants neutres organophosphorés, ces acides sont capables d'extraire sélectivement les An(III) par rapport aux Ln(III) et ceci à partir d'effluents acide. Un nouveau procédé de séparation An(III)/Ln(III) a ainsi été développé à FZJ, basé sur le mélange : acide *bis*-chlorophényl-dithiophinique + oxyde de tri-n-octylphosphine (TOPO), et testé avec succès sur des solutions synthétiques dans une boucle d'essais constituées d'extracteurs centrifuges.

La recherche menée dans le cadre de NEWPART a donc conduit à des progrès significatifs dans le domaine de la séparation de l'américium et du curium des effluents de haute activité. Les principaux résultats en ont été très largement diffusés (objet de près de cinquante publications dans des revues et des Minutes de Conférences). Un prolongement de ces recherches a par ailleurs été proposé et accepté (programme PARTNEW) dans le cadre du 5ème Programme Commun de Recherches Européen (2000-2002).

...extrait de :
Radiochimie : matières radioactives
et rayonnements ionisants
(rapport sur la science et la technologie n° 4)
Académie des sciences
© Technique & Documentation, 2000

ANNEXE 4

-*-*-*-*-*-*-

ANNEXE ENVIRONNEMENT ET VIVANT
(in « Radiochimie : matière radioactive et rayonnements ionisants » - Académie des sciences, Rapport RST n° 4, Editions Tec & Doc, juillet 2000)

Dietrich AVERBECK – Institut Curie
Maurice TUBIANA – Académie nationale de médecine

Relation Radiochimie et Radiobiologie

La vie depuis son origine implique une confrontation avec la matière radioactive et les rayonnements ionisants à différents niveaux. Ceux-ci incluent les environnements minéral, végétal et animal qui contiennent des radioéléments naturels de même que les cellules, les tissus et le corps humain (environ 12000 becquerels dans un corps humain). Les doses d'irradiation naturelle varient en France de 1,5 à 6 mSv selon les régions. Elles dépassent 100 mSv/an dans certaines régions du monde. De plus, des contaminations peuvent avoir lieu dans les organismes vivants suite à une incorporation accidentelle ou thérapeutique. A l'exception de la radiothérapie ou des accidents graves, les irradiations reçues délivrent des faibles doses, généralement avec de faibles débits de dose. Il en est ainsi pour les examens de médecine nucléaire, pour les examens radiologiques (dose moyenne en France 1 mSv/an) et pour les irradiations liées à la production d'énergie nucléaire (dose en moyenne 0,01 mSv/an) (Gambini et Granier 1997).

Dans ce contexte deux problèmes fondamentaux se posent en radiobiologie. 1) améliorer l'effet thérapeutique en radiothérapie (doses 60 à 80 Sv), c'est-à-dire accroître l'effet sur la tumeur et diminuer celui sur les tissus sains. Les progrès requièrent un approfondissement des connaissances sur les mécanismes provoquant la mort cellulaire dans ces deux types de cellules. 2) Evaluer avec plus de précision, le risque mutagène, et plus particulièrement cancérogène, dû aux faibles doses (Tubiana 1999 a et b).

Des règles strictes de radioprotection existent dans l'Union Européenne et un abaissement des normes a été prescrit par la Directive européenne (de 50 mSv/an à 20 mSv pour les travailleurs, de 5 mSv/an à 1 mSv/an pour le public) (Council Directive 1996). Cette mesure a fait l'objet de débats scientifiques et deux rapports de l'Académie des Sciences (en 1988 et 1995) l'avaient jugé injustifiée (Rapport n° 34 de l'Académie des Sciences 1995). Ces controverses, qui continuent (Clarke,1999), ont souligné la nécessité d'une estimation plus précise du risque des faibles doses, d'autant que certains utilisent les incertitudes actuelles pour attiser l'anxiété du public vis-à-vis des rayonnements ionisants.

Les effets cancérogènes éventuels des faibles doses (<100 mSv) n'ont pas pu être détectés, l'évaluation des risques est donc nécessairement fondée sur des extrapolations effectuées à partir des effets constatés pour des doses supérieures ou égales à 1 Sv soit cent à mille fois plus grands. Pour des raisons de simplicité administrative, on utilise souvent, pour cette extrapolation, la relation linéaire sans seuil (LSS) qui a l'avantage de déterminer la limite supérieure du risque ; mais les deux rapports de l'Académie des Sciences ont montré que vraisemblablement elle surestime notablement les risques. De plus, en accréditant l'idée que toute dose, si faible soit-elle, augmente proportionnellement les risques elle

© Technique & Documentation, 2000.

accroît considérablement l'anxiété du public et peut conduire à des interrogations sur des actes radiologiques utiles à cause de risques dont l'existence reste à définir. Ainsi l'établissement de modèles appropriés et la vérification de leur validité sont essentiels.

L'interaction des radiations avec la matière biologique entraîne des phénomènes d'excitation et d'ionisation. On distingue les effets radiochimiques directs et indirects. Les premiers sont la conséquence de l'atteinte d'un atome appartenant à une molécule et les seconds de la production de radicaux libres provenant de la radiolyse de l'eau. Récemment, l'importance de deux phénomènes particuliers a été mise en évidence, 1) l'activation (ionisation) de la couche K. L'existence d'une corrélation entre l'ionisation de la couche K des atomes de carbone, d'azote et d'oxygène et la section efficace pour l'inactivation cellulaire a été observée. Ceci pourrait expliquer l'influence du transfert linéique d'énergie sur la létalité et les variations d'efficacité entre l'irradiation à faible TEL et par ions lourds (Chetioui et al. 1994 ; du Penhoat et al. 1999). 2) l'attachement dissociatif d'électron de faible énergie (< à 10 eV) sur un atome (Boudaiffa et al. 2000, Michael et O'Neill 2000).

L'étude des lésions de l'ADN provoquées par les rayonnements de haute énergie (au dessus de plusieurs MeV) suggère que celles-ci sont le résultat d'une multitude de petits transferts d'énergie de l'ordre de 10 eV. Récemment, une équipe de l'université de Sherbrooke (Québec) (Boudaiffa et al. 2000) a montré que les électrons de très faible énergie (en dessous de l'énergie nécessaire pour provoquer une ionisation) peuvent s'attacher de façon résonnante aux bases de l'ADN ou au squelette sucre-phosphate pour former un anion. Ces réactions conduisent à l'induction de cassures simple et double brins et de dommages multiples d'une molécule d'ADN (Michael et O'Neill, 2000). Au niveau de l'induction de radiolésions une relation sans seuil en fonction de la dose semble prévaloir, mais l'existence d'une relation linéaire sans seuil est contestée (de Thé 1999, Tubiana 1999a).

Lésions de l'ADN radioinduites

Les dommages radioinduits dans l'ADN sont d'une grande diversité en raison des divers types d'interaction des radiations avec le génome. Les principaux dommages sont les cassures simple brin, les cassures double brin, les dommages de bases et de sucres, les dommages oxydatifs, les dommages multiples localisés (cassures, dommages de bases, de sucres et dommages oxydatifs, induits à proximité dans l'ADN), les pontages protéines-ADN et les pontages interbrin ADN-ADN. Parmi les lésions, les cassures double brin et les dommages multiples localisés sont particulièrement redoutables pour la cellule et à l'origine des effets létaux ou mutagènes, des instabilités génétiques et des effets transformants et cancérigènes. Un problème se pose: existe-t-il des lésions spécifiques produites par les radiations: si la majorité des radiolésions sont semblables à celles produites par le métabolisme cellulaire (lésions oxydatives) et les rayons ultraviolets du soleil (cassures simples, lésions oxydatives et quelques dimères de pyrimidines), il est concevable qu'il existe des lésions complexes spécifiques dont il resterait à déterminer la fréquence en fonction du type de rayonnement.

L'irradiation X de faible TEL provoque des dommages dont environ un tiers est dû à des dommages directs : énergie déposée dans l'ADN et dans les molécules d'eau liées à l'ADN et environ deux tiers à des dommages indirects causés par les radicaux libres générés dans l'eau (radiolyse de l'eau) et dans d'autres biomolécules avoisinantes. La plupart des dommages indirects est causée par le radical hydroxyl OH°. La radiolyse de l'eau ainsi que les événements conduisant à partir de la production de radicaux de l'eau à des dommages indirects dans l'ADN sont relativement bien élucidés.

© Technique & Documentation, 2000.

Les cassures double brin de l'ADN résultent généralement d'une attaque localisée par un ou deux radicaux OH° ou de l'endommagement d'un brin par un radical OH° et de l'autre brin par un effet direct atteignant une dizaine de paires de bases. Quand plusieurs radiolésions sont induites à proximité par des radicaux OH° ou par un effet direct sur l'ADN, ces dommages complexes sont difficiles à réparer par les systèmes cellulaires de réparation (Ward 1994).

Des données récentes (Boudaiffa et al. 2000) suggèrent qu'une proportion importante des cassures double brin de l'ADN est issue d'événements uniques d'absorption d'énergie et que des cassures simple brin des deux brins de l'ADN peuvent être créées après interaction avec un seul électron, même de faible énergie (Michael et O'Neill, 2000). En fait, au-dessous d'un niveau d'énergie de 13 eV, l'attachement résonnant est le mécanisme dominant pour la lésion de l'ADN, par contre, au-dessus, l'excitation non résonnante est la cause primaire pour l'induction de cassures. Ces observations indiquent que les transferts d'énergie entre les brins de l'ADN jouent un rôle important dans la création de lésions complexes multiples localisées, même à distance des dépôts d'énergie le long de la trajectoire de la particule ionisante.

Ces nouvelles notions sur l'interaction du rayonnement avec la matière sont d'une grande importance pour l'interprétation des effets biologiques et pourraient également influencer les modèles utilisés pour estimer l'effet des faibles doses. Il faudrait, pour cela, rapprocher ces nouvelles connaissances sur les événements physico-chimiques initiaux des données microdosimétriques et épidémiologiques et confronter celles-ci avec ce que l'on sait des lésions de l'ADN et de leurs mécanismes de réparation.

Il faut, par ailleurs, rappeler que le métabolisme normal de la cellule produit des agents d'oxydation qui sont responsables de diverses lésions de l'ADN. La vie n'a donc pu se développer que grâce à l'existence de systèmes de réparation de l'ADN efficaces et multiples.

Les cellules sont munies de systèmes de surveillance permettant la réparation des radiolésions. Parmi ceux-ci, la protéine p53 sert à détecter la présence de dommages dans l'ADN et déclenche soit l'arrêt du cycle cellulaire permettant la réparation des dommages soit des processus d'apoptose (élimination des cellules par mort programmée).

Les mécanismes de réparation constituent la défense la plus importante assurant la survie cellulaire après dommage du patrimoine génétique par la vie cellulaire, les radiations ou d'autres agents génotoxiques.

Rappelons que le nombre de cassures double brin de l'ADN produit dans chaque cellule par une dose de 200 mSv est égal à celui produit par le métabolisme normal pendant un jour (Burkart et al. 1999). La concentration des lésions dans le temps et l'espace (le long de la trajectoire des particules) leur confère-t-elles des propriétés particulières ou gène-t-elle la réparation ? Les mécanismes de réparation peuvent-ils être saturés quand le nombre de lésions est trop grand? L'activité de ces mécanismes peut-elle différer selon l'individu? ou la concentration dans le temps ou l'espace d'un grand nombre de lésions peut-elle provoquer l'activation de système de réparations fautives (par analogie avec le système SOS des bactéries)?.

Ce sont là évidemment des questions cruciales pour la compréhension de l'effet (ou de l'absence d'effet) des faibles doses et dont l'étude devrait être prioritaire dans cette optique. Or les immenses progrès effectués récemment tant sur le plan méthodologique (sensibilité

© Technique & Documentation, 2000.

et spécificité des méthodes) que sur celui de la compréhension des systèmes de réparation devraient enfin permettre d'aborder ces études dans de bonnes conditions.

Progrès récents.

Radiolésions et systèmes de réparation: Il a été démontré par GC-MS, par l'équipe du Dr. J. Cadet, CEA, Grenoble, que les dommages oxydatifs radioinduits dans l'ADN ne sont pas plus nombreux que les cassures double brin (Pouget et al. 1999, Cadet et al. 1999), mais il semble possible que les deux types de lésions se trouvent souvent associés sous forme de dommages multiples localisés, comme il a été observé par l'équipe de Sutherland après exposition aux ions lourds (Sutherland et al. 2000).

On connaît actuellement au moins six mécanismes enzymatiques qui sont impliqués dans la réparation des radiolésions. Parmi ceux-ci se trouvent des systèmes fidèles de réparation: l' excision de bases (Seeberg et al. 1995), l'excision de nucléotides (Sancar 1996) et la recombinaison homologue (Thompson 1999) ainsi que la réparation des mésappariements de bases (Kolodner 1996). Il existe aussi des mécanismes de réparation avec occurrence fréquente de réparation fautive comme la réparation translésionnelle (Baynton et Fuchs 2000, Wood 2000) et la réparation des cassures double brin par soudure non homologue (" non homologous end-joining ") (Featherstone et Jackson 1999). Ce dernier mécanisme est préférentiellement utilisé par les cellules de mammifère (donc chez l'homme) pour la réparation des cassures double brin et joue en même temps un rôle important dans la recombinaison V(D)J assurant la diversité des immunoglobulines (Jeggo et al. 1995). Après exposition aux radiations, ce mécanisme de réparation non homologue de cassures double brin (et très probablement de dommages multiples localisés) est prédominant mais la réparation par recombinaison homologue peut également prendre en charge certains types de cassures double brin de l'ADN. Les autres mécanismes concernent plutôt la réparation de modifications de bases, comme les dommages oxydatifs, et de nucléotides modifiés. Actuellement, on ne sait pas si l'intervention des enzymes de réparation après radiolésions peut perturber le bon fonctionnement de la fabrication des immunoglobulines.

Ces dernières années, les diverses voies de réparation ont été très bien décryptées (Dasika et al. 1999). La voie de **réparation par recombinaison homologue** a été décrite d'abord chez la levure et, très récemment, chez l'homme. Elle repose essentiellement sur l'activité de la protéine Rad52 qui se lie aux extrémités des fragments d'ADN cassé et de la protéine Rad51 qui engendre des réactions d'échanges de brins homologues suivies par l'action de l'ADN polymérase et d'une ligation par l'ADN ligase I. Ce processus ne cause aucune perte d'informations génétiques.

Par contre, la voie de **réparation non homologue** qui permet de relier les extrémités des cassures directement par un remplissage non homologue des brèches fait appel, au début de la réaction, aux protéines Rad50, Mre 11 et Nnbs 1 probablement impliquées dans le façonnage des extrémités des fragments des cassures double brin et à l'attachement des protéines Ku70 et 86 (sous forme de dimères) complexées avec la protéine kinase dépendante de l'ADN (DNA-PK) aux extrémités des cassures suivi de l'intervention du complexe XRCC4 ADN ligase IV pour la religation finale.

Chez les souris SCID, la dérégulation de la DNA-PK et des protéines Ku (mutées ou absentes) provoque une extrême radiosensibilité et une déficience dans la réparation des cassures double brin ainsi qu'une immunodéficience sévère.

© Technique & Documentation, 2000.

Si les souris SCID portent également des mutations dans les protéines p53 et p21 (impliquées dans la surveillance de la progression du cycle cellulaire) on observe une forte augmentation des transformations tumorales radioinduites.

D'autres protéines, telles que l'ATM (l'ataxia telangiectasia mutée) (Lavin et Khanna 1999), sont également chargées de la signalisation du dommage radioinduit comme les cassures double brin dans l'ADN et sont impliquées dans leur réparation. L'expression de ces protéines dans les cellules est génétiquement définie mais de nombreuses variantes existent dans la population générale humaine et dans certaines tumeurs. En effet, le gène ATM (ataxia telangiectasia mutée) cause une forte radiosensibilité, des dysfonctions cérébrales, une instabilité chromosomique et une prédisposition au cancer (leucémies) (Bay et al. 2000, Lavin et Khanna 1999). Il code pour une sous-unité catalytique de la phosphoinositide-3-kinase (comparable aux kinases Mec1 et Rad3 chez la levure) qui joue un rôle spécifique dans la signalisation des cassures double brin en phosphorylant plusieurs protéines cibles telles que les protéines BRCA1 et p53. Rappelons qu'une mutation dans les gènes BRCA1 et BRCA2 cause une prédisposition au cancer du sein et des ovaires, une instabilité chromosomique et une hypersensibilité aux radiations ionisantes et à d'autres agents génotoxiques. Récemment, il a été montré que la protéine BRCA1 est phosphorylée après irradiation gamma et que la protéine BRCA2 se complexe avec la protéine Rad51 qui joue un rôle primordial dans la réparation fidèle par recombinaison homologue des cassures double brin radioinduites.

Ceci confirme l'existence d'une forte liaison entre les modifications mutationnelles de certaines protéines impliquées dans la réparation des cassures double brin notamment celles radioinduites et la probabilité d'induction de cancer.

Plusieurs données récentes suggèrent fortement que l'efficacité de l'intervention des systèmes de réparation dans la cellule dépend du nombre et de la nature des dommages induits ainsi que de la capacité de réparation génétiquement déterminée et présente à un instant donné. Ceci s'applique également aux dommages issus d'une interaction de plusieurs types d'agents génotoxiques, physiques et chimiques. Il est donc vraisemblable que la réponse des cellules aux radiations dépende du nombre et de la nature des lésions (dose et TEL dépendance) ainsi que de la densité des lésions par unité de temps (débit de dose). Ce point qui a été le sujet de nombreuses et violentes controverses depuis une décennie paraît actuellement progresser rapidement.

La radiocarcinogenèse : C'est le phénomène le plus redouté par l'homme bien que les rayonnements ionisants soient un cancérogène relativement peu efficace comparé à de nombreux produits chimiques.

La carcinogenèse qu'elle soit induite par les radiations ou d'autres agents génotoxiques comporte une série d'étapes telles que l'initiation, la promotion, la progression et la dissémination du cancer. L'événement initial est l'induction de mutations somatiques dans un gène cible à la suite d'une réparation fautive ou incomplète de dommages de l'ADN. Cet événement est suivi d'autres événements impliquant l'induction d'une instabilité génétique, l'activation de gènes favorisant la progression de cellules génétiquement altérées et transformées (voir R. Monier sous presse C.R. Acad. Sc. 2000).

Dans le contexte de ce rapport sur la relation entre la radiochimie et la radiobiologie, il est intéressant de rappeler l'exemple de l'action de l'Iode 125.

Ce radionucléide émet une pluie de 21 électrons Auger de faible énergie. Si une désoxyuridine marquée à l'Iode 125 est incorporée dans l'ADN cette décharge locale

© Technique & Documentation, 2000.

d'électrons Auger induit dans l'ADN des lésions (cassures simple et double brin) multiples localisées et des effets cytotoxiques mais également très mutagéniques (Little et al. 1991). En fonction de la dose d'irradiation, ce radionucléide, quand il est artificiellement incorporé dans l'ADN (ce qui ne s'observe jamais lors du métabolisme normal d'un radioiode), est beaucoup plus mutagène que l'irradiation X et est très efficace pour l'induction d'une transformation maligne (Little 2000). Ceci souligne l'importance des cassures double brin mal réparées qui sont à l'origine de cassures chromosomiques, de réarrangements chromosomiques et de processus de recombinaison. Ces événements peuvent expliquer la perte d'hétérozygotie et l'inactivation de certains gènes suppresseurs de tumeurs (ex.: gène RB du rétinoblastome) et même l'activation d'oncogènes tels que RAS (dans certains lymphomes chez la souris), C-MYC (dans certains ostéosarcomes de souris) ou RET (comme dans le cas de papillomes thyroïdiens des enfants après l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl provenant de réarrangements du gène RET/PTC3 et de cassures chromosomiques dus à un alignement très proche des introns RET avec les introns ELE1 sur le chromosome X et à un échange réciproque aux deux sites de cassures double brin) (Nikiforov et al. 1999).

L'observation de l'induction par l'irradiation d'instabilités génétiques transmissibles a donné un nouvel aspect sur la modélisation des effets à long terme des irradiations. Dès 1946, Raymond Latarjet avait montré chez les bactéries qu'une irradiation provoquait un accroissement de la fréquence des mutations pendant plusieurs générations. Le même phénomène a été plus récemment décrit dans les cellules de mammifères. En mesurant l'induction de mutations dans des populations cellulaires, il a été montré que l'induction d'un état instable par l'irradiation X se perpétue dans une fraction de la population cellulaire pendant plusieurs générations (30) élevant ainsi la fréquence des mutations (Little 1998). Des effets similaires ont été observés dans le cas d'aberrations chromosomiques et de mort cellulaire retardée après irradiation α (Little 2000). Même si les mécanismes moléculaires responsables de ces phénomènes ne sont pas encore élucidés, l'implication de l'ADN et d'un stress oxydatif généré par l'irradiation semble probable. Une telle instabilité radioinduite pourrait expliquer l'apparition d'événements génétiques multiples nécessaires pour le développement de clones tumoraux et de cancer. L'étude de tels phénomènes doit être confrontée avec les données épidémiologiques. Rappelons deux de ces données : a) l'irradiation par radioélément α (Tubiana 1999a et b). Deux séries d'études portant sur des cohortes de plusieurs centaines de sujets suivis pendant un demi-siècle ou plus (les peintres en cadrans lumineux contaminés par les peintures luminescentes contenant du radium ou du thorium et les malades ayant subi des injections de thorotrast pour des examens radiologiques) ont montré l'induction d'une fréquence très élevée des tumeurs (ostéosarcomes pour les peintres en cadran lumineux, hépatomes après thorotrast). Mais dans les deux séries aucun effet d'induction de cancer n'a été observé pour des doses inférieures à environ 1Gy. Ce qui fait l'intérêt de cette observation est que, dans le cas des irradiations α, toute cellule dans laquelle une particule α a été émise reçoit environ 400 mGy et présente de nombreuses lésions de l'ADN particulièrement graves et difficiles à réparer (TEL très élevé). De plus, après une dose de 1 Gy, environ la moitié des cellules ont été irradiées. Or malgré cela aucun effet cancérogène n'est constaté alors que pour des doses plus élevées, un très grand nombre de cancers est observé. Deux explications, qui d'ailleurs ne s'excluent pas ont été avancées : a) soit les lésions de l'ADN dans une cellule entourée de cellules normales *n'aient* qu'une très faible probabilité d'évoluer vers un cancer, alors que lorsque d'autres cellules adjacentes ont été lésées, cette évolution peut se faire, b) soit le passage d'une seule particule α dans une cellule est insuffisante alors que deux particules, ou davantage, ont une grande probabilité d'induire un cancer.

© Technique & Documentation, 2000.

Il est intéressant de rapprocher ces données épidémiologiques des études expérimentales. L'étude de l'induction de mutations par des particules α traversant le noyau ou le cytoplasme cellulaire a montré que les spectres de changements mutationnels n'étaient pas comparables (Wu et al. 1999): dans le noyau, des délétions partielles ou complètes des gènes ont été observées, par contre, dans le cytoplasme, seulement des mutations ponctuelles semblables à celles induites spontanément ont été détectées. La traversée d'une particule α provoque un doublement de la fréquence de mutations spontanées. La traversée par quatre particules provoque une augmentation du taux de mutations d'un facteur 2 à 3. Ces données sont en accord avec la notion selon laquelle les particules α sont capables d'ioniser l'ADN directement ou indirectement en générant des électrons secondaires de faible énergie endommageant l'ADN.

Au niveau tissulaire, une complication s'ajoute qui vient du fait que l'irradiation peut induire des mutations et des modifications dans l'expression de gènes même dans des cellules non directement endommagées se trouvant au voisinage des cellules endommagées. Cet effet de voisinage (" bystander effect ") a été mis en évidence après irradiation α à de très faibles débits et concerne l'induction d'échanges de chromatides sœurs, de mutations au niveau d'un gène et de changements dans l'expression de gènes de surveillance du cycle cellulaire et de la réparation (p53, p21, cycline B1, rad51 et CDC2) (Little 2000). L'analyse génomique des cellules (fibroblastes humains en confluence) a montré que les gènes peuvent être activés dans des ensembles cellulaires où seulement 1 à 2 % de cellules ont été vraiment traversés par les particules α. Le phénomène implique clairement une communication entre les cellules (Azzam et al. 1998). Toutefois, dans certains types de cellules la possibilité d'une communication inverse existe qui impliquerait la reconnaissance de cellules endommagées par des cellules saines avoisinantes qui les empêcheraient de progresser ou, en échangeant des facteurs, faciliteraient leur réparation (Djordjevic 2000).

En terminant, indiquons que la fréquence des cancers (leucémies) en fonction de la dose est compatible avec une relation quadratique (fréquence proportionnelle *au carré de* la dose et non à la dose). Or avec une relation quadratique, l'effet devient extrêmement petit quand la dose diminue (Tubiana 1999a).

b) Malgré les énormes efforts qui ont été faits sur des centaines de milliers de sujets (survivants d'Hiroshima et Nagasaki, malades irradiés, accident de Tchernobyl, travailleurs irradiés professionnellement, habitants des régions à forte irradiation naturelle puisque celle-ci dépasse dans certaines régions du monde 30 mSv/an), on n'a détecté aucune augmentation de la fréquence des cancers pour des doses inférieures à 200 mSv (Heidenreich et al 1997). Dans certaines enquêtes, en particulier sur les survivants d'Hiroshima et Nagasaki, on a montré que la fréquence des leucémies, en fonction de la dose, n'est pas compatible avec une relation linéaire sans seuil, mais est compatible avec une relation quadratique (Little, Muirhead 1996). En ce qui concerne les tumeurs solides, les données cadrent plutôt avec une relation linéaire sans seuil qu'avec une relation quadratique mais sont compatibles avec les deux.

Ceci montre qu'il faudrait rechercher sans idées préconçues la meilleure relation dose-effet en tenant compte non seulement des avancées récentes dans la recherche fondamentale mais aussi de l'ensemble des données épidémiologiques et expérimentales. Cette vaste entreprise est d'autant plus difficile qu'il est certain qu'une relation dose-effet ne peut pas être valable pour tous les cancers, puisque malgré des doses élevées, on n'observe pas de cancer dans certains tissus (par exemple il n'y a pas de leucémie lymphoïde chronique radioinduite). Néanmoins, établir un modèle servant de base, une relation dose-effet entre

© Technique & Documentation, 2000.

quelques mSv et quelques centaines de mSv, et permettant l'interprétation satisfaisante d'un grand nombre de données, serait une avancée considérable car la situation dans laquelle on se trouve actuellement est particulièrement gênante. En effet, l'utilisation d'une relation quadratique, prônée par certains, est critiquée par d'autres. Or il serait extrêmement utile de pouvoir évaluer les risques ne serait-ce que parce que la récente directive de l'Union européenne (Council Directive 1996) qui a pris force de loi en France, prescrit à tout médecin avant de faire un examen radiologique d'en comparer les bénéfices attendus (c'est relativement facile) et les risques (c'est, en l'état actuel des choses, difficile).

Conséquences pour le domaine de la Radiochimie – Radiologie – Radioprotection

Comme il a été indiqué plus haut de nouveaux modèles sur l'interaction des radiations avec la matière ouvriront de nouvelles perspectives pour la radiochimie fondamentale et appliquée. Comme nous venons de le voir, la radioprotection et de façon plus générale l'étude de l'effet cancérogène des faibles doses de rayonnements ionisants se trouve actuellement dans une impasse d'où elle ne peut sortir que par un accroissement des connaissances. Nous savons que les fondements sur lesquels repose toute la philosophie de la radioprotection sont périmés mais nous ne voyons pas clairement quoi leur substituer. Or cette question est d'une importance extrême pour une société technologique. Le public demande constamment aux experts scientifiques, et il a raison de le faire, d'évaluer les risques et les bénéfices de toute technologie. Pour estimer les risques, les experts utilisent la relation linéaire sans seuil, tout en sachant que cette utilisation, qui a été pour la première fois suggérée par les spécialistes de la radioprotection au début des années 1960 comme un artifice commode et prudent, doit être modulée en fonction des nombreuses données fondamentales et épidémiologiques récentes. Les radiobiologistes sont bien placés pour résoudre ce problème d'évaluation des risques et ils ne peuvent y parvenir que dans une approche multidisciplinaire. De plus, le fait que les radionucléides (et les rayonnements émis) partagent avec beaucoup d'agents génotoxiques industriels ou environnementaux (polluants mutagènes et carcinogènes) les mêmes cibles biologiques, déclenchant les mêmes mécanismes de la réparation, de l'expression de gènes, de la mutagenèse et de la carcinogenèse pose la question des interactions entre ces différents agents et des contaminations croisées. Un problème toujours d'actualité est, par exemple, l'étude de la fréquence en fonction de la dose des cancers des poumons chez les mineurs exposés à la fois à la fumée de tabac, au radon et à l'inhalation d'autres radionucléides émetteurs α.

Une approche multidisciplinaire est également indispensable dans un autre domaine, celui des fondements biologiques de la radiothérapie. Malgré les progrès de la chimiothérapie, la radiothérapie reste, aujourd'hui, comme il y a cinquante ans, la seconde grande arme de traitement du cancer, derrière la chirurgie. Des efforts énormes ont été faits au cours de ces dernières décennies pour trouver des substances capables d'accroître l'effet des radiations sur les tumeurs où de diminuer cet effet sur les tissus sains. Il faut reconnaître l'échec de ces recherches et l'on a vu disparaître, l'un après l'autre, les espoirs investis dans ces études. Il faut repartir sur d'autres bases.

Une meilleure compréhension des effets biologiques engendrés par des expositions environnementales et thérapeutiques doit passer par une meilleure connaissance des mécanismes d'interaction pour chaque type d'irradiation ou de radionucléide en question. On peut tenter de mettre au point une utilisation plus ciblée et mieux adaptée des radionucléides en radiothérapie des cancers.

© Technique & Documentation, 2000.

Le rôle de certaines molécules marquées comme perturbateur ou rééquilibreur de la signalisation intercellulaire et en radioimmunologie thérapeutique mérite d'être mieux exploré.
Un domaine parfois sous-estimé par la recherche, est l'utilisation de certains radionucléides comme le strontium, le samaritium ou le rhénium pour pallier les douleurs extrêmes provenant des métastases osseuses de cancers de la prostate. Malgré leur importance du point de vue confort et qualité de vie pour le malade, les mécanismes de ces effets antidouleurs des radionucléides sont encore inconnus.

Il est donc évident que la radiochimie ne peut être considérée séparément de la radiobiologie et de l'épidémiologie et de leurs applications dans l'industrie et en médecine (diagnostic et thérapie). Ces domaines sont étroitement intriqués. Il serait nuisible de séparer la radiochimie de l'étude des lésions de l'ADN et de leur réparation c'est-à-dire de la biologie moléculaire. Il serait plus nuisible encore de séparer la biologie moléculaire de l'étude des bases biologiques de la radioprotection et de la radiothérapie. Dans les deux cas, une approche multidisciplinaire est indispensable.

© Technique & Documentation, 2000.

Références:

Bay, J.-O., N. Uhrhammer, D. Stoppa-Lyonnet et J. Hall. Rôle du gène ATM dans la prédisposition génétique aux cancers. Bull. Cancer 87 (1), 29-34 (2000).

Baynton, K. et R.P.P. Fuchs. Lesions in DNA:hurdles for polymerases. Trends in Biochem. Sci. 25, 74-79 (2000)

Boudaiffa, B., P. Cloutier, D. Hunting, M.A. Huels et L. Sanche. Resonant formation of DNA strand breaks by low-energy (3-20 eV) electrons. Science 287, 1658-1659 (2000).

Burkart W., Jung T., Frasch G. Damage patterns as a function of radiation quality and other factors. Compt. Rend. Acad. Sc. (Serie III) 322,89-101,1999.

Cadet, J., T. Douki, D. Gasparruto, M. Gromova, J.P. Pouget, J.L. Ravanat, A. Romieu et S. Savago. Radiation-induced damage to DNA : Mechanistic aspects and measurement of base lesions. Nuclear Inst. Methods Phys. Res. B. 151,1-7 (1999).

Chetioui, A., I. Despiney, L. Guiraud, L. Adoui, L. Sabattier, et B. Dutrillaux. Possible role of inner shell ionization phenomena in cell inactivation by heavy ions. Int. J. Radiat. Biol. 65,511-522 (1994).

Clarke, R. Controllable dose: A discussion on the control of individual doses from single sources. Radioprotection 34, 211-236 (1999)

Council Directive. 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation. Official J. European Commun. L159, Vol.39 (1996)

Dasika, G.K., S.-C. J. Lin, S. Zhao, P. Sung, A. Tomkinson et E. Y.-H.P. Lee. DNA damage-induced cell cycle checkpoints and DNA strand break repair in development and tumorigenesis. Oncogene 18, 7883-7899 (1999)

Djordjevic, B. Bystander effects: a concept in need of clarification. BioEssays 22, 286-290 (2000)

Du Penhoat, Herve M.A., B. Fayard, F. Abel, A. Touati, F. Gobert, I. Despiney-Bailly, M. Ricoul, L. Sabatier, D.L. Stevens, M.A. Hill, D.T. Goodhead et A. Chetioui. Lethal effect of carbon K-shell photoionizations in Chinese hamster V79 cell nuclei : experimental method and theoretical analysis. Radiation Res. 151, 649-658 (1999).

Featherstone, C et SP. Jackson. DNA double-strand break repair. Curr. Biol. 9, R759-R761 (1999)

Gambini, D.-J. et R. Granier. Manuel pratique de radioprotection. Lavoisier, Technique & Documentation, pp. 1-483 (1997)

Heindenreich WF, Paretzke G., Jacob P. No evidence for increased tumor rates below 200 mSv in atomic bomb survivors. Radiat. Environ. Biophysics. 36,205-207,1997.

Jeggo, P.A. , G.E. Taccioli et S.P. Jackson (1995) Ménage à trois: double strand break repair, V(D)J recombination and DNA-PK. BioEssays 17, 949-957

Kolodner, R. Biochemistry and genetics of eukaryotic mismatch repair. Genes Dev. 10, 1433-1442 (1996)

Lavin, M.F. et K.K. Khanna. Review: ATM: the protein encoded by the gene mutated in the radiosensitive syndrome ataxia-telangiectasia. Int. J. Radiat. Biol. 75, 1201-1214 (1999)

Little, J.B. Radiation carcinogenesis 21, 397-404 (2000).

Little J.B. High LET radiation in mutagenesis and neoplastic transformation. Nucl. Sci. Applic. 4, 119-128 (1991).

Little M.P., Muirhead CR. Evidence for curvilinearity in the cancer incidence dose response in the Japanese atomic bomb survivors. Int. J. Radiat. Biol. 70,83-94,1996.

Michael B.D. et P. O'Neill. A sting in the tail of electron tracks. Science 287, 1603-1604 (2000).

Nikiforov Y.E., A. Koshoffer, M. Nikiforova, J. Stringer et J.A. Fagin. Chromosomal breakpoint positions suggest a direct role for radiation in inducing illegitimate recombinatioin between the *ELE1* and *RET* genes in radiation-induced thyroid carcinomas. Oncogene 18, 6330-6334 (2000).

Pierce, D.A., Y. Shimizu et D.L. Preston. Studies of the mortality of atomic bomb survivors. Report 12, part. 1. Cancer: 1950-1990. Radiat. Res. 146, 1-27 (1996)

Pouget J.P., J.L. Ravanat, M.J. Richard et J. Cadet. Measurement of DNA base damage after low doses of gamma irradiation : comparison between HPLC-EC and the comet assays. Int. J. Radiat. Biol. 75, 51-58 (1999).

Rapport n° XX de l'Académie des Sciences. Cancérogenèse par les faibles doses de radiations ionisantes et normes de sécurité. Latarjet, R. Ed., Paris, 1988

Rapport n°34 de l'Académie des Sciences. Problèmes liés aux effets des faibles doses des radiations ionisantes. Octobre 1995., pp. 1-121 (1995).

Sancar, A. DNA excision repair. Annu. Rev. Biochem. 65, 43-81 (1996)

Seeberg, E., L. Eide, M. Bjoras. The base excision repair pathway. Trends Biochem. Sci. 20, 391-397 (1995)

Sutherland, B.M., P.V. Bennet, O. Sidorkina et J. Laval. Clustered DNA damages induced in isolated DNA and in human cells by low doses of ionizing radiation. Proc. Natl. Acad. Sci. (US) 97 (1), 103-108 (2000).

De Thé G. et al. Energie nucléaire et santé. Bull. Acad. Natl. Med. 183,1233-1246,1999.

Thompson, L.H. et D. Schild. The contribution of homologous recombination in preserving genome integrity in mammalian cells. Biochimie 81, 87-105 (1999)

Tubiana M. Les effets cancérogènes des faibles doses de radiation. Cancer Radiothérapie 3, 203-214(1999a).

Tubiana M. Contribution of human data to the analysis of human carcinogenesis. Comptes Rendus Acad. Sciences de la vie (Paris) 322, 215-224 (1999b).

Tubiana M. Radiation Risks in perspective : radiation induced cancer among cancer risks. Radiat. Environ. Biophysics. 39,3-16,2000.

Ward, J.F. The complexity of DNA damage: relevance to biological consequences. Int. J. Radiat. Biol. 66, 427-432 (1994)

Wood, R.D. Variants on a theme. Nature 399, 639-640 (1999)

Wu, L.-J., G. Randers-Pehrson, A. Xu, C.A. Waldren, C.R. Geard, Z.L. YU et T.K. Hei. Targeted cytoplastic irradiation with alpha particles induces mutations in mammalian cells. Proc. Natl. Acad. Sci.

USA, 96, 4959-4964 (1999)

GLOSSAIRE

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

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

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

Acide cétomalonique - diacide organique de formule $C_4 O_5 H_5$.

Actinex – ACTINides EXtraction – nom porté jusqu'en 1999 par un programme de recherches du CEA sur la séparation des actinides mineurs.

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

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

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

AEA – Atomic Energy Authority – Autorité de l'Energie Atomique du Royaume-Uni (voir UKAEA).

AEN – Voir OCDE/AEN

AGOR – Cyclotron supra-conducteur délivrant notamment des protons de 200 MeV (intensité de courant de l'ordre du microampère) installé à l'Université de Groningen (Pays-Bas).

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

ALARA - As Low As Reasonably Achievable - niveau d'exposition le plus faible qu'il soit possible d'atteindre raisonnablement dans la pratique, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

Alcalin – Qualifie l'ensemble des métaux dits alcalins (lithium, sodium, potassium, rubidium, césium) ; leur réaction avec l'eau produit une solution alcaline.

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

Âme de graphite – Elément en graphite inséré au sein du combustible des réacteurs UNGG.

Amorphisation – Transformation de l'état cristallin à l'état amorphe.

AMSTER – Concept de réacteur critique à neutrons thermiques, utilisant un combustible caloporteur à uranium enrichi en sels fondus, modéré par du graphite.

An – Abréviation pour désigner les actinides.

ANDRA - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets RAdioactifs.

ANL - Argonne National Laboratory (laboratoire national d'Argonne aux Etats-Unis).

ANSTO – Australian Nuclear Science and Technology Organization – Organisation australienne pour la science et la technologie nucléaires.

ANTEA – Filiale du Bureau de Recherches Géologiques et Minières (BRGM).

APA - Réacteur à eau ordinaire dont le cœur est constitué d'assemblages hétérogènes formés de crayons contenant des pastilles annulaires d'oxyde de plutonium sans uranium, environnés de crayons UOX standard. Ce concept permet d'envisager le multirecyclage du plutonium en REP.

Apatites - Composés naturels et artificiels dérivant d'un phosphate de calcium par substitution soit des groupements OH, soit du phosphore soit du calcium par de nombreux anions ou cations. Ils possèdent de fortes propriétés de sorption pour de nombreux radionucléides susceptibles de migrer dans la géosphère. Ils peuvent être utilisés comme matrice de confinement par exemple, l'apatite

iodovanadoplombeuse : composé spécifique pour le piégeage de l'iode.

AQUABIOS - Logiciel de calcul utilisé par l'ANDRA destiné au calcul de la dose engagée par l'homme à partir des radionucléides émis dans la biosphère.

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

Argilite – Roche contenant de l'argile (teneur en argile comprise approximativement entre 30 et 40 %).

ASH – Projet d'Accélérateur Supraconducteur pour système Hybride : entendu actuellement comme étant le groupe d'étude de la cavité supraconductrice de gain compris entre 5 et 8 MeV/m et de fréquence 700 MHz.

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

ATALANTE - ATelier Alpha et Laboratoires ANalyses, Transuraniens et Etudes de retraitement - Installation CEA de Recherche et Développement sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc.). Permet de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux tranches ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet en 1985, construction de Atalante 1 achevée en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

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

AUSTRON – Projet autrichien de source de spallation constituée d'un accélérateur linéaire de 130 MeV et d'un anneau d'accélération et de compression (caractéristiques : faisceau incident de protons de 1,6 GeV ; courant moyen : 128 μA ; fréquence : 25 Hz, pouvant être doublée ; puissance totale moyenne : 200 kW, pouvant être doublée).

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

BIOMOVS – BIOspheric Model Validation Study – Etude de validation des modèles de la biosphère.

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

Bis-triazine-pyridine - Molécule azotée qui comporte deux cycles triazinyl à trois atomes d'azote lié à un cycle pyridine à un atome d'azote. Sur les sept atomes d'azote trois sont des atomes donneurs.

BN – 350, 600 et 800 – Types de réacteurs à neutrons rapides russes (oxyde de plutonium). En russe, B est l'initiale de Rapide et N de Neutrons.

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

BO - Barrière ouvragée.

BOR - Barrière Ouvragée de Remplissage (concerne le stockage profond des déchets).

BOR-60 - Réacteur de 60MWé à neutrons rapides refroidi au sodium, Dimitrovgrad (Russie). En russe, B est l'initiale de Rapide, O de Oxydes et R de Réacteur.

BRGM – Bureau de Recherches Géologiques et Minières ; établissement public qui dépend du Ministère de l'Industrie.

BRIGHT – Voir CODE BRIGHT.

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

BTP – Voir bis-triazine-pyridine.

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

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

Calcinats de produits de fission - Les solutions de produits de fission renferment les actinides mineurs et de faibles traces de plutonium et d'uranium (environ 0,1 %), issues du retraitement ; elles sont calcinées

après ajout de divers composés (première étape du procédé de vitrification), puis le calcinat est mélangé à de la fritte de verre et le mélange est porté en fusion (deuxième étape du procédé de vitrification). Les calcinats de produits de fission désignent les résidus que l'on obtiendrait à l'issue de la première étape de vitrification avec ou sans ajouts des composés.

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

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

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 Alliages MEtaLliques par des métaux Liquides (Groupe de travail du GdR Gédéon).

CAPRA - Consommation Accrue de Plutonium dans les réacteurs RApides - Programme de recherche du CEA qui vise à étudier la faisabilité de réacteurs à neutrons rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée.

CASTEM 2000 – Code généraliste aux éléments finis permettant de résoudre des problèmes en mécanique des solides, mécanique des fluides et thermique.

Catalyse – Domaine de la chimie dédié à l'étude des vitesses de réaction dont la modification est liée à la présence de certaines substances (catalyseurs) qui se retrouvent intactes à la fin de la réaction ; la mousse de platine constitue un catalyseur utilisé fréquemment en chimie.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CENTAURE- Concept d'ENTreposage A Usage Regional.

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

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

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

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

CERTI - Concept d'Entreposage en Relief Tout Inventaire.

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.

CEVENNE - Concept d'Entreposage en VENtilation NaturellE, étudié dans le cadre du projet EtLD (voir ce sigle).

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

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

Chemise de graphite – Elément de graphite qui entoure la gaine en magnésium des combustibles de certains réacteurs UNGG. Lors du retraitement l'élément combustible est d'abord débarrassé de la chemise de graphite avant son dégainage qui met à nu le combustible.

CHEMSIMUL – Code de simulation du phénomène de radiolyse dans les matrices cimentaires (intégré dans CASTEM).

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

Chlorite – Minéral argileux.

CHON – Désigne des molécules organiques qui ne renferment que du carbone (C), de l'hydrogène (H), de l'Oxygène (O) et de l'azote (N) ; elles sont généralement incinérables et ne donnent que H_2O, CO_2, NO_x comme produits de réaction.

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

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

CLAB – Installation suédoise d'entreposage centralisé du combustible irradié (Suède).

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

Cluster – Groupement d'atomes individualisés au sein d'un solide qui lui confère certaines propriétés particulières telles que spectroscopiques.

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

CMU – Pour l'entreposage de longue durée : Conteneur Multi Usage pour les combustibles irradiés

CNE – Commission Nationale d'Evaluation

CNRS - Centre National de la Recherche Scientifique.

COCON – Programme de recherches du CEA sur la COrrosion des CONteneurs

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

CODEM/GIE – COnditionnement des DEchets Marcoule/Groupement d'Intérêt Economique rassemblant EDF – CEA – COGEMA pour l'assainissement radioactif de l'Etablissement de Marcoule (notamment de UP1).

COFRE - i) COnteneur Fixe Refroidissement Evolutif ii) concept basé sur l'utilisation de ce conteneur pour l'entreposage des combustibles irradiés.

COGEMA - COmpagnie GEnérale des MAtières nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

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

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.

Constituants systèmes critiques - Systèmes constitutifs d'une installation d'entreposage de longue durée (système conteneur, puits d'accueil des conteneurs, systèmes de surveillance...) pour lesquels les études du projet EtLD sont orientées vers la démonstration technologique s'appuyant sur des démonstrateurs qualifiés.

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.

COSRAC – Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du cycle, chargé, sous l'égide du MRT (voir cet acronyme), de la coordination des recherches menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

COSY – Accélérateur de protons (synchrotron) installé à Jülich (Allemagne).

Creuset froid – Technique utilisant un creuset de fusion qui permet de fondre des produits solides tout en maintenant ses parois froides afin d'éviter les phénomènes de corrosion ; les parois sont refroidies à l'eau ; la fusion est réalisée à l'aide d'un courant induit ; le creuset comporte des secteurs séparés pour laisser passer l'induction créée par un champ électromagnétique.

CRIEPI - Central Research Institut of Electric Power Industry - Institut central de recherche de l'industrie de l'énergie électrique (Japon).

Critères d'acceptation en entreposage - Ensemble de paramètres caractérisables permettant de confirmer l'appartenance d'un colis à une famille définie à laquelle est rattachée un « colis type » acceptable en entreposage de longue durée.

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

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

CSM - Centre de Stockage de la Manche - Centre de stockage de déchets radioactifs de catégorie A, géré par l'ANDRA (France) et actuellement en phase de surveillance.

CSP – Centre de Stockage Profond.

CUBE - Conteneur Universel pour déchets B en Entreposage. Conteneur assurant à lui seul la fonction de confinement, et permettant de plus sa réouverture après la période d'entreposage.

Cyanex 301 – Ester dérivé d'un acide phosphinique avec substitution de deux atomes d'oxygène par le soufre ; c'est l'acide (2,4,4 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).

CYCLONE – Cyclotron délivrant des protons de 70 MeV, installé à l'Université de Louvain.

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.

DCC - Direction du Cycle du Combustible du CEA.

Déchets - Au sens de l'article n°1 de la loi n° 75-633 du 15 juillet 1975 modifiée, est considéré comme un déchet tout résidu d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, toute substance, matériau, produit ou plus généralement tout bien meuble abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon.

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 (≤ 3,7 GBq/t ou 0,1 Ci/t, limite de l'activité α après 300 ans).

Déchets de catégorie B - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs α en quantité importante(> 3,7 GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité α, et en moyenne excepté pour des radionucléides spécifiques, < 370 GBq/t ou 10 Ci/t en activité $\beta\gamma$).

Déchets de Catégorie C -Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent souvent une énergie thermique notable. Ce sont principalement les déchets vitrifiés. Le combustible irradié qui ne sera pas retraité peut être également considéré comme un déchet de haute activité.

Les déchets de catégorie A sont normalement stockés en site de surface (Centre de Stockage de la Manche, Centre de Stockage de l'Aube) ; les déchets de catégorie B et C sont placés en entreposage et relèvent de recherches que l'on doit conduire dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

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

Déchets tritiés mixtes - Déchets renfermant des quantités de tritium supérieures à l'acceptabilité en surface et renfermant également d'autres radionucléides (émetteurs $\beta\gamma$ - α).

Déchets ultimes (loi 75.663 du 17/07/75 et 92.646 du 13/07/92) - " Est ultime au sens de la présente loi (92.646) un déchet,

résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est pas susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux ". A compter du 1er juillet 2002, les installations d'élimination des déchets par stockage ne seront autorisées à accueillir que des déchets ultimes.

DGEMP – Direction Générale de l'Energie et des Matière Premières, au sein du secrétariat d'état à l'industrie.

DHA – Ensemble de cellules de l'installation ATALANTE pour l'étude du conditionnement des Déchets de Haute Activité.

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

Diamide - famille de molécules organiques du type $(R_2NCO)_2$ où R est constitué de groupements d'atomes de carbone et d'hydrogène.

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

DIFFU-CA – Code de calcul développé au CEA pour la modélisation simplifiée et la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive (chimie du calcium de la portlandite et des CSH).

DIFFUZON – Code de calcul développé au CEA pour la modélisation phénoménologique ainsi que la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive.

Dithiophosphinique – Molécule acide du type RR' (SH) P = S comportant deux atomes de soufre donneurs ; elles sont utilisées pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

DMDOHEMA -
diméthyldioctylhexylethoxymalonamide
malonamide utilisé pour l'extraction des actinides et lanthanides (cf. DIAMEX).

DOE - Department Of Energy – Ministère de l'Energie des Etats-Unis, dont dépend l'office chargé de la gestion des déchets radioactifs d'origine civile (OCRWM)

Dogger - Age géologique du secondaire appartenant au Jurassique moyen s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

DOVITA – Dry reprocessing Oxide fuel Vibropac-Integral Transmutation of Actinides (procédé de retraitement par voie pyrométallurgique -dite voie sèche- des combustibles compactés par vibration pour une transmutation intégrale des actinides) . Ce procédé est développé par le RIAR de Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

DPPR – Direction de la Pollution et de la Prévention des Risques, au sein du Ministère de l'Environnement.

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.

DTL - Drift Tubes Linacs - structures accélératrices à tubes de glissement pour les énergies de 5 à 100 MeV.

EBR II - Experimental Breeder Reactor, 1964-1994 (réacteur rapide expérimental) Idaho Falls – USA.

ECOCLAY – Programme de recherches du 4ème PCRD, ayant pour objet l'étude des effets minéralogiques et structuraux des interactions entre diverses bentonites et des eaux cimentaires.

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.

EFR – European Fast Reactor, concept, développé dans un cadre de coopération européenne, de réacteur à neutrons rapides dérivé de SUPERPHENIX.

EIS – Environmental Impact Statement : dossier d'étude d'impact sur l'environnement.

EKRA – Expertengruppe Entsorgungs-Konzepte Radioaktive Abfälle, groupe d'experts chargés par le gouvernement fédéral helvétique d'étudier les options de gestion à long terme des déchets radioactifs.

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

ENRESA – Empresa National de REsiduos Radioactivos SA – Entreprise nationale des déchets radioactifs (Espagne).

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

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

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

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

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

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

EtLD – Entreposage de très Longue Durée : désigne un programme de recherche développé par le CEA dans le cadre de l'axe 3 de la loi de 1991.

EXAFS – Extended X-ray Absorption Fine Structure.

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

Ferrocyanure – Sel complexe à base de cyanure et de fer divalent renfermant un anion de formule $[Fe(CN_6)]^{4-}$. Dans l'industrie nucléaire le ferrocyanure de potassium est utilisé dans le traitement des effluents.

Filtres à iode - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iode dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iode 129 (émetteur β à vie longue).

Fines de dissolution – Eléments métalliques provenant, d'une part du cisaillage des éléments combustibles et, d'autre part, des résidus intermétalliques de la dissolution à l'acide nitrique (platinoïdes avec quelques traces d'oxydes de plutonium et d'actinides).

Fluence - Le nombre d'interaction par seconde dans un réacteur est égale au produit du flux (nombre de neutrons par cm^2 et par sec.) par la section efficace et le nombre de noyaux cibles atteints. La fluence est égale au nombre de neutrons qui ont bombardé une surface de 1 cm^2 durant un temps donné, appelé temps d'irradiation. Elle est égale au

produit du flux par le temps d'irradiation exprimé en secondes.

FOCA – Matériau argileux actuellement étudié pour constituer les barrières ouvragées (extrait de la carrière de FOurges-CAhaignes qui lui a donné son nom).

FORPRO - Groupement de recherche entre le CNRS et l'ANDRA créé le 1er 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.

FZK – Forschungs Zentrum Karlsruhe (Centre de recherche de Karlsruhe – Nouvelle appellation du KFK (KernForschung Karlsruhe) – Centre de recherche nucléaire de Karlsruhe – Allemagne.

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

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

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

GEDEON - GEstion des DEchets par des Options Nouvelles. Groupement de recherche créé en janvier 1997 pour 4 ans entre le CEA, le CNRS et l'EDF (FRAMATOME s'y est jointe en 1998) pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques assistés par un accélérateur, combustible à base de thorium).

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

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

GFE – Groupement « Fond » d'Entreprises (constitué pour le fonçage des puits du laboratoire souterrain de BURE).

Graphite - Matériau constitué essentiellement de carbone, utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; en tant que déchet il renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

GSI – Gesellschaft für SchwerIonenforschung – Société pour la recherches des ions lourds à Darmstadt – Allemagne.

GWj – Gigawattjour, unité d'énergie (1 GWj = 24.10^6 kWh).

HAVL – Haute Activité à Vie Longue Se dit aussi du projet de l'ANDRA pour la conception d'un stockage souterrain de déchets HAVL.

HDEHP – Diester des alcools éthylique et hexylique et de l'acide orthophosporique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

Hétérogène – Se dit d'une quantité de matière dont les propriétés ne sont pas uniformes et varient avec la partie de matière considérée. Sur la signification de ce mot en neutronique, voir : Recyclage hétérogène – Antonyme : homogène.

Hétéropolyanion – Famille d'anions polymères présents en solution aqueuse qui comportent en général deux éléments associés à des atomes d'oxygène et des groupements hydroxyles (OH) comme les phosphotungstates ($P_2W_{17}O_{61}^{10-}$). La polymérisation conduit à des oxoanions monomères. Ils complexent les actinides tétra et hexavalents et les stabilisent.

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

HINDAS – Programme du 5ème PCRD, ayant pour but la collecte de données nucléaires relatives à la réaction de spallation (voir ce mot).

Hollandite - oxyde mixte de titane, d'aluminium et de baryum faisant partie du synroc en tant que minéral composite de formule $Ba\,(AlTi)_2\,Ti_6\,O_{16}$.

Homogène – Se dit d'une quantité de matière dont toutes les propriétés paraissent pratiquement constantes en toutes ses parties, à laquelle on la considère. Pour la

signication de ce mot en neutronique, voir : Recyclage homogène. Antonyme : hétérogène.

HTEI – High Temperature Electrochemistry Institute, Ekaterinbourg, Russie.

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

Hydroxylamine - base organique de formule NH_2 OH.

IAM – Centre hollandais de recherche

IGCAR – Indira Gandhi Center for Atomic Research Kalpakkam, Inde.

Illite - Minéral argileux potassique à structure feuilletée.

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

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

Installation d'entreposage de longue durée - Installation industrielle pouvant relever du statut d'INB, placée sous contrôle de la société, ayant par conception la capacité technique à assurer la protection des colis et leur reprise ultérieure dans des conditions de sûreté garanties sur une durée séculaire.

Iodoapatite - Espèce d'apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

IPHI – Injecteur de Protons à Haute Intensité ; tête d'accélérateur développé dans le cadre des sytèmes hybrides et installé à Saclay.

IPN - Institut de Physique Nucléaire du CNRS IN2P3 (Orsay).

IPSN - Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

IRIS - Plateforme inactive de R et D pour le procédé d'incinération continue en deux étapes, installée à Marcoule.

ISIS – Source de spallation utilisée au Rutherford Laboratory (Oxford, Royaume-Uni).

ISTC-559 - projet de collaboration Etats-Unis/Europe/Russie pour la construction et l'étude d'une cible de spallation de 1 MW destinée à l'accélérateur de Los Alamos.

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

JAERI - Japon Atomic Energy Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

JEF – Joint Evaluated File – Projet coopératif des pays participant à la banque de données de l'AEN de l'OCDE. La bibliothèque JEF rassemble des données nucléaires évaluées, principalement pour les besoins de conception des réacteurs à fission : données sur les interactions entre neutrons et noyaux, rendements de fission, périodes des noyaux, etc.

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

KASAM – Conseil national suèdois pour la gestion des déchets radioactifs, comité indépendant fondé en 1985 et rapportant au ministre de l'environnement.

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

LADS – Licence Application Design Selection Study, phase d'étude de projet du dépôt géologique souterrain de YUCCA MOUNTAIN (Nevada, USA).

LANL – Los Alamos National Laboratory (Laboratoire National de Los Alamos)

Lanthanide – Désigne chacun des 14 éléments ou la famille appartenant à la série de transition interne, dont le premier est le lanthane ; les numéros atomiques sont compris entre 57 (lanthane) et 71 (lutétium).

LEMI – Laboratoire d'Etudes Méthodologiques et Instrumentales : dénomination des laboratoires d'études et d'essais qui n'ont pas vocation de qualifier un site de stockage, comme celui de Tournemire.

Ln – Abréviation pour désigner les lanthanides.

Loi de Darcy - Expression de la perméabilité d'un milieu poreux où le flux d'eau (Q, m^3/s) le traversant est relié aux paramètres dont il est fonction :

- ΔH : différence de charge hydraulique entre la section d'entrée et la section de sortie de l'élément de milieu (m),
- h : épaisseur de l'élément de milieu (m),
- S : aire de la section de l'élément de milieu (m^2),

conformément à la théorie développée par DARCY.

$$Q = k \cdot S \cdot \frac{\Delta H}{h}$$

k (m/s), terme de proportionnalité, est appelé coefficient de perméabilité ou coefficient de Darcy (le mot *coefficient* est consacré par l'usage bien qu'il ait une dimension : m/s).

Los Alamos - Centre de recherche nucléaire aux Etats-Unis pour les applications civiles et militaires (LANL - Los Alamos National Laboratory).

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

Macrocycle – Famille de molécules cycliques qui comportent de nombreux sites d'atomes donneurs.

MAG – Ministry Advisory Group – Groupe de représentants des Ministres chargés de la recherche (d'Espagne, de France et d'Italie) et d'observateurs de six autres pays pour la coordination des études d'un démonstrateur de système hybride.

Maillage - découpage du domaine de calcul en mailles pour permettre de résoudre le problème par intervalle de temps ou d'espace.

Malonamides – Molécules à base d'amide de sigle générique M.A. utilisées pour l'extraction des actinides.

Martensitique – Désigne une classe d'acier qui possède une phase de martensite obtenue grâce à un traitement thermique ; la martensite est un composant de l'acier résultant du trempage.

MASURCA- MAquette de SURgénérateur à CAdarache - Il s'agit d'un réacteur expérimental sous-critique de faible puissance (5kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un 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, limitant la lixiviation.

MEGAPIE – Source de spallation (1,5 mA, 600 MeV, puissance totale 1 Mw) qui devrait être installée dans le laboratoire de PSI, pour l'étude des caractéristiques et de la technologie de la source de spallation.

Mélangeur-décanteur – Appareil de génie chimique servant au mélange et à la séparation de phases liquides.

MENRT – Avant le 27 mars 2000, Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie, dont dépendait la Direction de la Technologie, à présent rattachée au MRT (voir ce sigle).

Microscopie optique – Observation de très petits objets par éclairage avec une lumière visible ; l'observation des objets irradiés par des électrons est désignée par microscopie électronique.

Microsonde électronique – Désigne un microscope électronique fonctionnant à l'envers et concentrant les électrons sur une petite surface. Associée à un diffractomètre à rayons X, elle permet l'étude de la composition de très petites régions de l'objet.

MIX – Option de multirecyclage du plutonium qui consiste à utiliser des combustibles contenant l'oxyde de plutonium sur un support à uranium enrichi. Désigne aussi le combustible oxyde correspondant.

Modèle opérationnel – Voir MOP.

Modèle scientifique – Il constitue un outil de recherche qui a pour but de mettre en équations tous les phénomènes, et qui rend compte de leur évolution.

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

MOLS – Maîtrise d'Ouvrage du Laboratoire Souterrain, projet de l'ANDRA pour la réalisation du laboratoire souterrain de Bure (MEUSE).

MOP - Modèles Opérationnels développés dans le cadre du projet CLTC. Ces modèles, qui ont pour objectif de répondre de manière opératoire aux grandes questions posées par la conception et la sûreté, sont conçus pour s'intégrer dans les simulations numériques du comportement à long terme des colis. Ils décrivent les phénomènes physiques nécessaires et suffisants et utilisent des données d'entrées des paramètres accessibles à la mesure.

MOX - Métal OXyde - Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux. Actuellement 20 réacteurs d'EDF sont autorisés à utiliser ce combustible.

MRT – Ministère de la Recherche. La Direction de la Technologie de ce ministère est en charge des recherches relatives à la loi du 30 décembre 1991.

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

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

NEWPART – NEW PARtioning Techniques (Nouvelles techniques de séparation) ; appellation d'un programme de recherches dans le cadre du 4ème PCRD de l'Union Européenne et coordonnées par la France (CEA).

NIREX – Entreprise britannique créée par les industriels du secteur électro-nucléaire, pour étudier le stockage final de déchets radioactifs en formation géologique profonde, élaborer l'inventaire national des déchets radioactifs, et établir des normes de conditionnement de ces déchets.

NMC – Nouvelles Matrices de Conditionnement ; programme du CEA (axe 3) qui regroupe toutes les études sur les matrices nouvelles de conditionnement.

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

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

NRG – Nuclear Research Group – Institut hollandais de recherches nucléaire.

NRI – Nuclear Research Institute – Institut de recherche nucléaire – République Tchèque.

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

NWTRB - Nuclear Waste Technical Review Board - Commission d'évaluation technique, agence fédérale indépendante créée en 1987 par le Congrès des Etats-Unis, par amendement de la loi loi de 1982 sur la politique de gestion des déchets radioactifs.

OASIS - Outil d'Analyse de Sûreté pour l'Ingéniérie des Stockages, développé par l'ANDRA. Code 1 D de la modélisation de la migration des radionucléides.

Objectif de sûreté de la gestion des combustibles usés et de la gestion des déchets radioactifs - La Convention commune signée le 5 septembre 1997, fixe comme objectif de faire en sorte qu'à tous les stades de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, il existe " des défenses efficaces contre les risques potentiels afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés, aujourd'hui et à l'avenir, contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, de sorte qu'il soit satisfait aux besoins et aux aspirations de la génération actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire les leurs ". (Convention commune sur la sûreté de gestion

Pyrite – Minéral naturel à base de sulfure de fer.

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

PYROCHIMIE – Programme de recherches sur les séparations pyrochimiques, mené dans le cadre du 5ème PCRD (voir ce sigle).

R7T7 –Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, (R7 pour l'usine UP_3 – T_7 pour l'usine UP_2 800) 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).

REB – Réacteur à Eau Bouillante

Recyclage hétérogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustibles distincts des éléments combustibles standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

Recyclage homogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur quasi-uniforme dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

Refroidissement polyphasique – Voir REPO.

REP - Réacteur à Eau sous Pression.

REP à haut taux de combustion – Le taux de combustion du combustion du combustible UOX atteint couramment 42 000 MWj/t en valeur moyenne. Les combustibles qui dépassent, en valeur moyenne, cette performance, sont dits « à haut taux de combustion ».

REPO - REfroidissement POlyphasique – Pour l'entreposage de longue durée, programme de recherche visant à élaborer et à valider expérimentalement un modèle de comportement à haute température des matériaux susceptibles d'être sollicités thermiquement dans une installation d'entreposage de longue durée.

RESEAL – Programme européen du 4ème PCRD ayant pour but de prouver en vraie grandeur la faisabilité du scellement d'un forage et d'un puits dans une argile plastique.

RFQ - Radio Frequency Quadruple - Quadripôle à radiofréquence pour accélérer, focaliser et comprimer des particules dans la gamme de 1 à 5 MeV.

RFS - Règle Fondamentale de Sûreté émise par la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) - Ministère de l'Industrie et de l'Environnement.

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

RHF – Réacteur à Haut Flux ; réacteur de recherche modéré à l'eau lourde de l'Institut Laue-Langevin (Grenoble).

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

RJH – Réacteur Jules Horowitz – projet de réacteur de recherche qui sera implanté, après 2006, au centre d'études nucléaires de Cadarache.

RMA – Rapport de Modération Accrue.

RMN - Résonnance Magnétique Nucléaire. Technique d'analyse basée sur la mesure de la fréquence de résonnance de noyaux à fort moment magnétique (^{1}H, ^{19}F, ^{31}P, ^{13}C ...). La détection des variations (infimes) de fréquence induites par l'environnement chimique est à la base des nombreuses applications de cette technique dans les domaines de la chimie structurale et de la biologie.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides.

Road map (ou : mapping) - Etude d'évaluation consistant à définir les conditions préalables et le cahier des charges d'un projet technique. Une telle étude a été réalisée aux

Etats-Unis pour le projet d'un système hybride (ATW).

RWMC – Radioactive Waste Management Committee : Comité de la gestion des déchets radioactifs de l'OCDE/AEN.

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

SAPHIR 2 – Exercice de sûreté effectué par l'ONDRAF (Belgique) pour le stockage géologique dans l'argile des déchets de haute activité et à vie longue.

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.

SCK/CEN – Centre d'études de l'énergie nucléaire, MOL (Belgique).

Section efficace - La section efficace est une mesure de la probabilité qu'une réaction nucléaire donnée se produise au cours de l'interaction d'un noyau (projectile) avec un autre noyau (cible). Cette probabilité est égale au nombre de noyaux cible vus par cm^2 multiplié par la section efficace exprimée en cm^2.

Sensitivité (ou : sensibilité) – Terme utilisé en simulation mathématique pour désigner la dérivée de la fonction par rapport à un paramètre donné.

SESAME - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement l'américium.

SILHI - Source d'Ions Légers Haute Intensité – Unité de tête de IPHI (voir cet acronyme).

Silicotungstate - polyanion à base de silicium et de tungstène de formule $Si\,W_{11}\,O_{39}^{8-}$.

Silteuse - Qualifie une formation constituée d'un mélange d'argiles et de sables carbonatés.

SIMS - Secondary Ion Mass Spectrometry (ou Spectrocopy) - Spectrométrie de masse à émission d'ions secondaires.

SINQ - Spallation Intensiv Neutron Quelle - Source intensive de neutrons de spallation installée à PSI (voir ce sigle)

Sismique 3 D – Procédé géochimique de haute résolution fondé sur l'observation de la transmission d'ondes acoustiques.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

SKI – Statens Kärnkraft Inspektion – autorité de sûreté nucléaire de Suède.

Smectite - Minéral de la famille des argiles qui se caractérise par une forte capacité d'échange et un pouvoir de gonflement en présence d'eau.

SNQ - Spallation Neutron Quelle - source de neutrons pour la spallation.

SNS - Spallation Neutron Source (source de neutrons de spallation installée au Rutherford Appleton Laboratory au Royaume-Uni).

Sodalite - Composé mixte de chlorure de sodium et d'alumino-silicate de sodium.

SPA – Spent Fuel Performance Assessment – Evaluation comparative de la sûreté du stockage géologique du combustible irradié, effectuée dans le cadre du 4ème PRCD (voir ce sigle).

Spallation - Processus d'interaction d'un proton de haute énergie (plusieurs centaines de MeV) avec un noyau. Dans le modèle de la spallation, le proton incident sur le noyau déclenche à l'intérieur du noyau des chocs successifs sur les nucléons (cascade intranucléaire) conduisant à l'émission d'un nombre élevé de particules secondaires. Ce processus décrit la production importante de neutrons à partir de l'interaction d'un faisceau d'accélérateur de haute énergie avec une cible épaisse constituée d'un matériau lourd comme le plomb ou le tungstène.

SPARTE - SPAllation Ralentissement Transport Evolution - Acronyme désignant un ensemble de codes de calcul, développé au CEA, qui permet de décrire l'ensemble des processus se déroulant dans une cible mince ou épaisse à partir de son bombardement par un faisceau de protons de haute énergie. Appliqué au système hybride, ce code est destiné notamment à la modélisation du transport des particules à l'intérieur d'une cible de spallation et du milieu sous-critique depuis l'énergie initiale du proton jusqu'à la thermalisation des neutrons.

Spéciation – Terme utilisé en chimie pour désigner les diverses espèces chimiques d'un élément (composés de valence différente, anions complexes).

Spécifications de conditionnement - Ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

SPIN - SéParation INcinération - Nom du programme initié par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue.

SPIRE – Programme de recherches dans le cadre du 5ème PCRD, visant à l'étude de matériaux pour les systèmes sous-critiques avec accélérateur.

STE2 - Station de Traitement des Effluents de l'Usine $UP_2$400. 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).

STUK – Autorité de sûreté nucléaire de Finlande.

Synroc – Nom du composé et du procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle (procédé à base de titanates).

Synergique – (effet di- et tri-) – Caractérise une réaction chimique dans laquelle la présence de 2 ou plusieurs réactifs produit un effet supérieur à la somme des effets de chacun d'eux utilisé individuellement. Cet effet est utilisé dans l'extraction par solvant en introduisant dans la phrase organique des réactifs appropriés.

Système hybride – Installation nucléaire où la réaction en chaîne n'est pas entretenue spontanément dans la matière fissile, qui reste en configuration sous-critique ; la réaction en chaîne est provoquée et entretenue grâce à un apport extérieur de neutrons supplémentaires qui peuvent être fournis par un accélérateur (celui-ci consomme par ailleurs une partie de l'énergie dégagée par la réaction de fission en chaîne) associé à une source de spallation : les neutrons produits par l'accélérateur sont la résultante des interactions entre le faisceau de protons accélérés et les noyaux du matériau lourd constitutif de cette cible. Un système hybride nécessite donc trois composantes principales : un réacteur nucléaire sous-critique, une source de spallation, un accélérateur de protons à très haute intensité.

TARC - Transmutation by Adiabatic Resonnance 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 ; le taux de combustion massique est l'énergie libérée par unité de masse de noyaux lourds du combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne.

TASSE – Concept de système hybride avec réacteur à neutrons rapides, utilisant un combustible au thorium.

TBP – TriButyl Phosphate : réactif utilisé dans le procédé Purex pour l'extraction de l'Uranium et du plutonium (triester de l'alcool butylique et de l'acide phosphorique).

TDB – Thermodynamic Data Base, projet de banque de données thermodynamiques coordoné par l'AEN de l'OCDE (voir cet acronyme).

TESLA – Tev Electron Superconducting Linear Accelerator – Accélérateur linéaire supraconducteur d'électrons et de positrons (collisionneur électrons-positrons).

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

THMC – Thermo Hydro Mécanique et Chimique – Se dit des essais, modèles et codes de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques, et les liens entre ces phénomènes.

Tomographie – Technique d'imagerie qui permet d'obtenir une image tridimensionnelle d'un objet ; la technique utilisée pour les colis de déchets est la tomodensitométrie ; celle-ci permet de reconstituer la composition d'un colis en fonction de la densité des objets (ciment, ferrailles, plastiques, poches d'eau, vides...). Cette technique s'applique aussi aux investigations géologiques.

Tomographie par interrogation neutronique – Technique de mesure permettant de localiser et d'identifier, par la densité, les matériaux contenus dans un objet par une mesure d'atténuation de photons gamma ou X issus d'une source interrogatrice.

Tomographie par photofission – Technique de mesure permettant de quantifier et localiser la matière fissile contenue dans un objet par la détection des neutrons de fission, émis lors de la réaction de fission. La fission est provoquée par des photons interrogateurs de haute énergie produits par rayonnement de freinage et qui interagissent avec les éléments de numéro atomique élevé contenus dans l'objet.

Torche à plasma – Appareil délivrant entre deux électrodes, portées à une différence de potentiel électrique élevé, un gaz ionisé à très haute température.

Tournemire - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans une formation argileuse ; situé près de Roquefort dans l'Aveyron, il est établi dans un tunnel ferroviaire désaffecté et exploité par l'IPSN.

TPH – TétraPropylène Hydrogéné – Diluant industriel du tributylphosphate (TBP) dans le procédé PUREX (voir ce sigle).

TPTZ - Famille de molécules azotées comportant deux cycles de pyridine à un atome d'azote lié à un cycle triazine.

Transmutation - C'est l'action par laquelle un noyau radioactif à vie longue est transformé en un ou deux noyaux à vie courte (ou stables); la modification intervient par des réactions nucléaires induites par neutrons (essentiellement capture, fission) et par désintégrations naturelles.

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

Trisynergique – Voir synergique.

TRUEX - TRansUranic EXtraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

TSL - Cyclotron accélérateur de protons (100 MeV) de l'Université d'Uppsala (Suède).

TWG – Technical Working Group – groupe d'experts rapportant au MAG (voir cet acronyme).

UE – Union Européenne

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

UOX- Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium. (Uranium OXyde).

UPC - Universitat Politecnica de Catalunya (Université Polytechnique de Catalogne).

UP1 - Usine de Production n° 1 - Usine de retraitement des combustibles UNGG, mise en service en 1958 et mise à l'arrêt en 1997.

Uraninite - Oxyde d'uranium UO_2 - minerai commun d'uranium tétravalent.

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

URE – Uranium REenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

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

Vitrocéramiques – Voir vitro-cristallins.

Vitro-cristallins - Matrice de confinement comportant deux phases : une phase vitreuse et une phase cristalline. Aussi désignée : vitrocéramique.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique, Etats-Unis) destinée au stockage final des déchets militaires (déchets contenant des transuraniens). Installation en exploitation depuis 1999.

Yucca Mountain – Nevada - USA - site prévu pour le stockage des déchets radioactifs d'origine civile ; en voie de qualification.

Zéolithe – Silicate naturel complexe utilisé pour ses propriétés sorbantes.

Zircon – Silicate naturel de Zirconium – minéral très résistant aux altérations (formule chimique : ZrSiO4)

Zircone – Appellation de l'oxyde de zirconium (ZrO_2).

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium ($CaZrTi_2O_7$).

ZWILAG – ZWIschenLAGerung : installation d'entreposage de déchets radioactifs (Würrenlingen, Suisse).