

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

*RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION
DES DÉCHETS RADIOACTIFS*

Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991

RAPPORT
D'ÉVALUATION N° 5



- Juin 1999 -

Commission Nationale d'Evaluation

*Président : Bernard TISSOT
Secrétaire Scientifique : Arsène SAAS*

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

 : 01.40.58.89.05
Fax : 01.40.58.89.38

SOMMAIRE

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

	PAGES
<u>RESUME ET PRINCIPALES CONCLUSIONS</u>	I à IX
<u>INTRODUCTION</u>	1 et 2
<u>CHAPITRE 1 : LES ACTIVITES DE LA COMMISSION</u>	
<u>1.1 LES ACTIVITES DE LA COMMISSION DURANT LA PERIODE 1998-1999</u>	3
1.1.1 Les auditions scientifiques de la Commission	3 et 4
1.1.2 Les comptes rendus des auditions	5
1.1.3 Les visites techniques de la Commission	5
<u>1.2 LE SUIVI DES EVENEMENTS EN RELATION AVEC LA LOI</u>	6
<u>1.3 LES MODIFICATIONS DE LA COMPOSITION DE LA COMMISSION</u>	6
<u>CHAPITRE 2 : LE SUIVI DES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION</u>	
<u>2.1 LES GENERALITES</u>	7 et 8
<u>2.2 L'ANALYSE DES REPONSES APPORTEES PAR LES ACTEURS DE LA LOI</u>	8 à 14

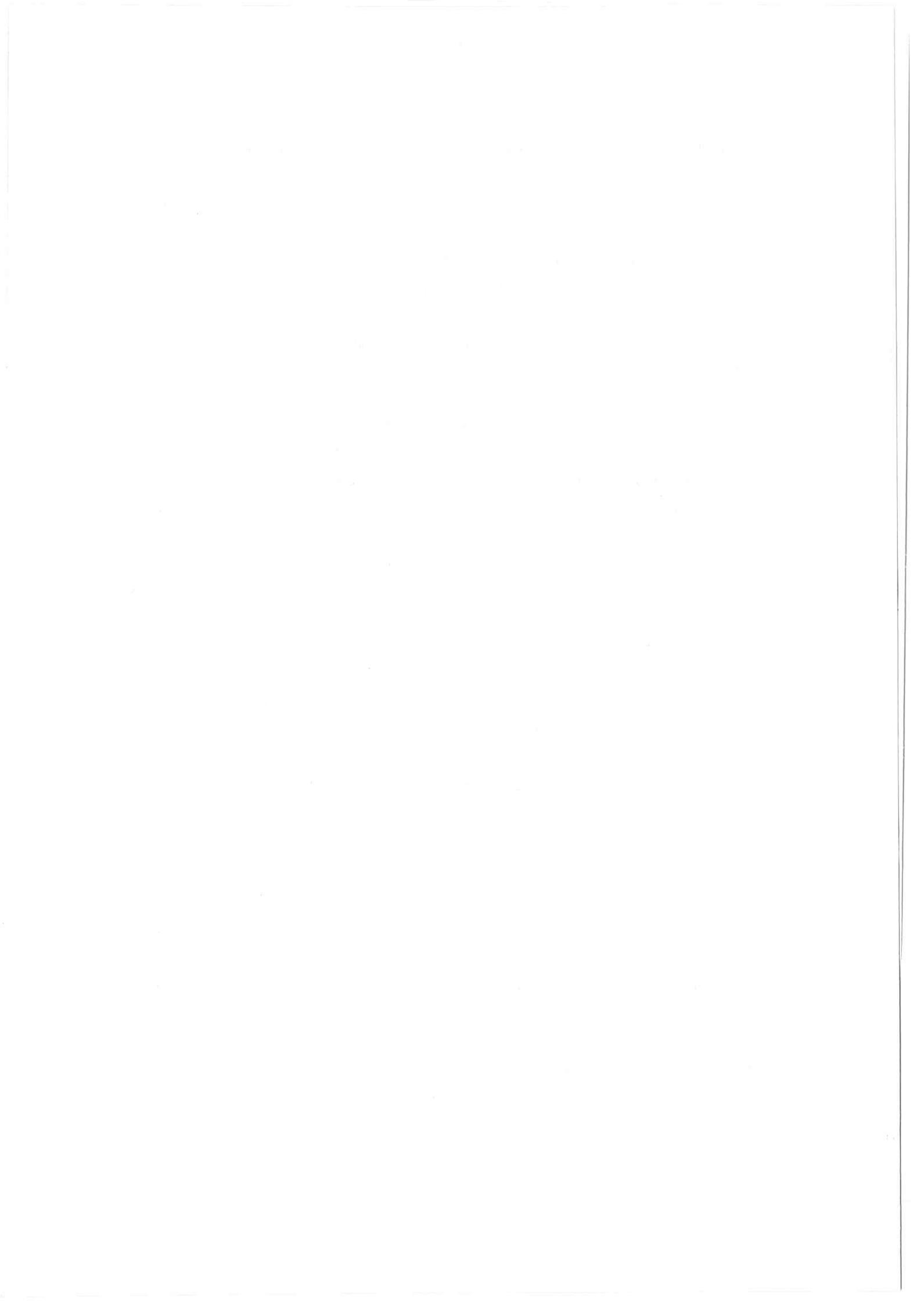


**CHAPITRE 3 : LA STRATEGIE INDUSTRIELLE ET L'EVALUATION DE
LA STRATEGIE ET DU PROGRAMME DES RECHERCHES**

<u>3.1 LA STRATEGIE INDUSTRIELLE</u>	15
3.1.1 La projection jusqu'en 2070 de la stratégie EDF	15 à 18
3.1.2 L'approche des autres industriels : COGEMA et FRAMATOME	18 à 20
3.1.3 Les réflexions de la Commission	20 et 21
<u>3.2 L'EVALUATION DU DOCUMENT « STRATEGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES »</u>	21 et 22
3.2.1 Les réflexions de la Commission	22 à 25
<u>CHAPITRE 4 : L'INVENTAIRE DES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DE 1991</u>	26
<u>4.1 LE BESOIN D'INVENTAIRE ET LA DEMARCHE D'INVENTAIRE</u>	27 à 29
<u>4.2 LES INVENTAIRES ANDRA DE 1998 ET LEURS MISES A JOUR</u>	29
4.2.1 L'inventaire physique de l'existant	29
4.2.2 Le modèle d'inventaire initial révisé	30
4.2.3 Les dossiers des connaissances	31
4.2.4 Les prévisions de l'activité et des quantités d'éléments chimiques toxiques associés au modèle d'inventaire initial	31 et 32
<u>4.3 LES DONNEES DES PRODUCTEURS</u>	32
4.3.1 Les déchets produits par COGEMA, EDF et le CEA	32
4.3.2 Les déchets de la propulsion navale	33
<u>4.4 L'EVALUATION ET LES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION</u>	33
4.4.1 L'évaluation	33 à 35
4.4.2 Les recommandations	35 et 36



Tableau 4.1 : Etablissements COGEMA : Reprise des déchets anciens	37
Tableau 4.2 : Inventaire destiné à élaborer un modèle en vue de la conception du stockage	38
<u>CHAPITRE 5 : LA MODELISATION ET LA SIMULATION NUMERIQUE</u>	39
<u>5.1 LES INFORMATIONS RECUEILLIES PAR LA COMMISSION LORS DES AUDITIONS</u>	39 et 40
<u>5.2 L'EVALUATION PAR LA COMMISSION DE L'ETAT D'AVANCEMENT ET DES BESOINS EN MODELISATION</u>	41
5.2.1 Les généralités	41
5.2.2 Les définitions des objectifs d'entreposage de longue durée et de stockage	42 et 43
5.2.3 L'analyse des phénomènes physiques, chimiques, mécaniques...	43 et 44
5.2.4 La modélisation et la mise en équation	44 et 45
5.2.5 L'écriture des logiciels	45 et 46
5.2.6 La validation de logiciels et la comparaison avec les données expérimentales	47
5.2.7 L'amélioration de la qualité des logiciels	47 et 48
5.2.8 L'assemblage, la validation générale de l'outil : les problèmes d'organisation	48 et 49
<u>5.3 LES RECOMMANDATIONS POUR LA SIMULATION NUMERIQUE</u>	50 à 51
<u>CHAPITRE 6 : LES RECHERCHES SUR LA SEPARATION POUSSEE ET LA TRANSMUTATION – Axe 1 de la loi de 1991</u>	
<u>6.1 LE PROGRAMME GENERAL DES RECHERCHES</u>	52 à 53
<u>6.2 LES SEPARATIONS CHIMIQUES</u>	54
6.2.1 La documentation pour l'évaluation et la réorganisation du programme des recherches	54
6.2.2 Les principaux acquis de l'année 1998	55 et 56



8.1.3.1	Les développements technologiques sur les procédés de décontamination, de traitement et de conditionnement	103 à 105
8.1.3.2	Les recherches sur les matrices actuelles de confinement	105 et 106
8.1.3.3	Les études de caractérisation des déchets et des colis	106 et 107
8.1.4	Les nouvelles matrices de confinement	108 et 109
8.1.5	Les études de comportement à long terme des matrices et des colis	109 et 110
8.1.5.1	Les déchets vitrifiés	110 et 111
8.1.5.2	Les combustibles irradiés et usés	112
8.1.5.3	Les liants hydrauliques	113
8.1.5.4	Les bitumes	113
8.1.5.5	Les autres recherches	114
8.1.6	Les conclusions et l'évaluation des recherches sur les conditionnements	115
8.1.7	Les recommandations pour les études de conditionnements	115 et 116
8.2	<u>LES RECHERCHES SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE</u>	116
8.2.1	L'objectif, la finalité et les stratégies pour un entreposage de longue durée	116 à 118
8.2.2	Le calendrier et le programme de recherche du CEA sur l'entreposage de très longue durée (EtLD)	119 à 121
8.2.3	Le programme d'EDF pour l'entreposage du combustible irradié	121 et 122
8.2.4	Les recommandations sur l'entreposage de longue durée	122 et 123



ANNEXES

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

	PAGES
<u>ANNEXE 1</u> : COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION AU 30 JUIN 1999	124
<u>ANNEXE 2</u> : COMITE INTERMINISTERIEL DU 9 DECEMBRE 1999 – QUESTIONS NUCLEAIRES – RELEVÉ DE CONCLUSIONS GÉNÉRALES ET SUR L'AVAL DU CYCLE (Document partiel)	125 à 130
<u>ANNEXE 3</u> : HISTORIQUE DES ÉVÉNEMENTS DE LA LOI DE 1991 SUR LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS DE HAUTE ACTIVITÉ ET À VIE LONGUE	131 à 135
<u>ANNEXE 4</u> : LES ACTIVITÉS COMPLÉMENTAIRES DE LA COMMISSION : LES VISITES TECHNIQUES	136 à 142
<u>ANNEXE 5</u> : LA SITUATION INTERNATIONALE	143 à 155
<u>ANNEXE 6</u> : LE RISQUE DE CRITICITÉ DANS LES ENTREPOSAGES DE LONGUE DURÉE ET LES STOCKAGES GÉOLOGIQUES	156 à 160
<u>ANNEXE 7</u> : LA GESTION SANITAIRE DES DÉCHETS DE HAUTE ACTIVITÉ ET À VIE LONGUE	161 à 206
<u>ANNEXE 8</u> : GdR « NOMADE » (NOUVEAU MATÉRIEL DÉCHETS)	207 à 211
<u>GLOSSAIRE</u>	



RESUME ET PRINCIPALES CONCLUSIONS

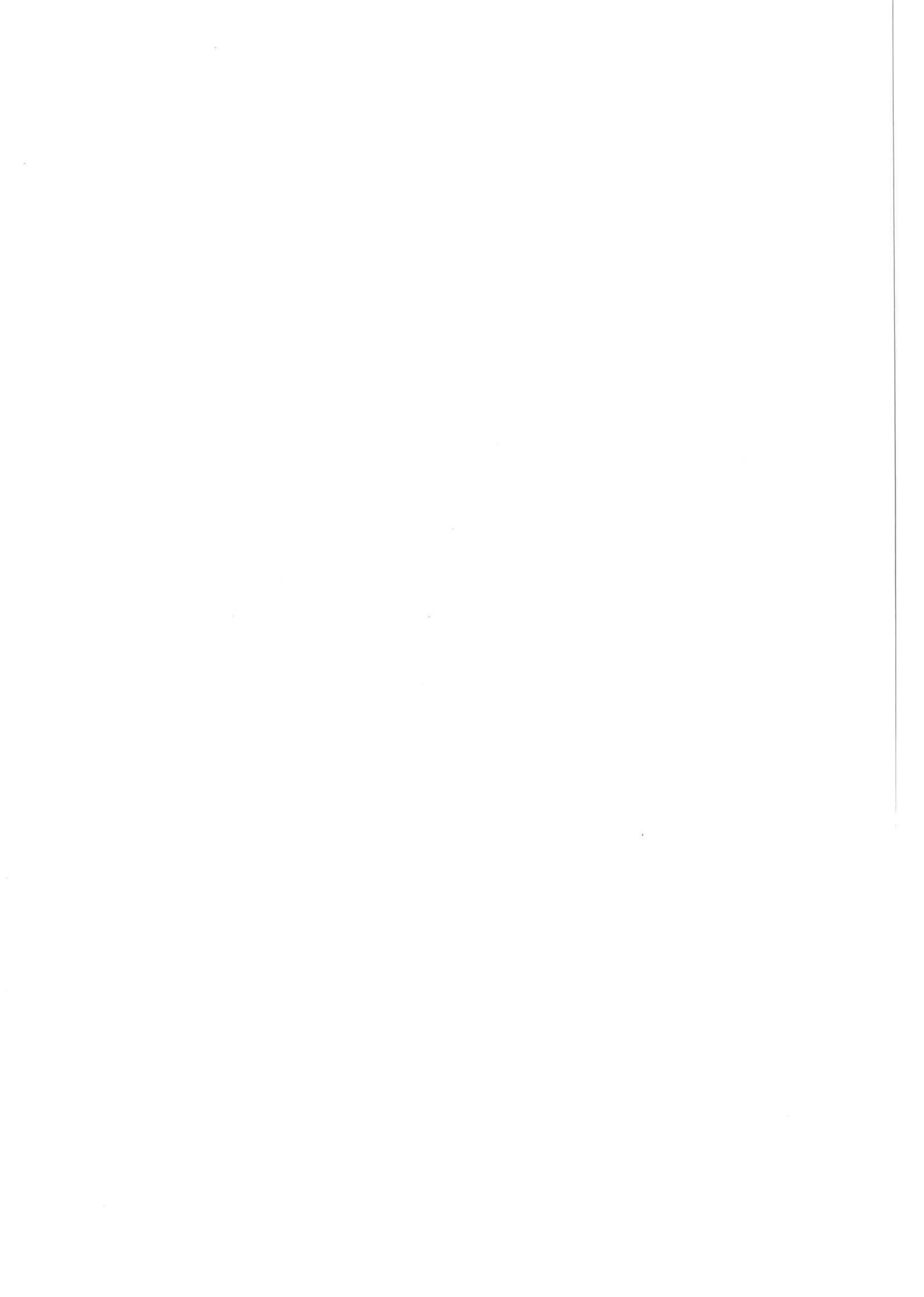
L'évaluation des recherches, selon la mission confiée à la Commission par l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991, a été poursuivie. Le rapport n° 5 correspond aux auditions tenues de septembre 1998 à mai 1999. Ce rapport, ainsi que les recommandations formulées dans celui-ci, ont été approuvés unanimement par les Membres de la Commission Nationale d'Evaluation (CNE) et remis au Gouvernement le 21 juin 1999.

La pertinence des recherches sur les trois axes de la loi

Ainsi que la Commission l'avait noté pour la première fois dans son rapport n° 4 (octobre 1998), on peut maintenant considérer que les recherches se poursuivent de façon équilibrée sur les trois voies prévues par la loi de 1991. Bien sûr, ceci ne veut pas dire nécessairement un budget annuel égal sur chacune de ces voies, puisque la réalisation d'un dispositif expérimental ou d'un laboratoire souterrain peut accroître temporairement le montant des dépenses sur l'une d'entre elles ; la Commission fonde son jugement sur un avancement soutenu et équilibré des travaux de recherche, qui devrait permettre de fournir, au terme fixé par la loi, un rapport final cohérent et des recommandations sur les travaux ultérieurs.

Dans le cadre des directives gouvernementales, la Commission avait remis en juin 1998 au Gouvernement le rapport que celui-ci lui avait demandé sur la réversibilité, avec ses implications dans les domaines de l'entreposage et du stockage. Les décisions des comités interministériels du 2 février et du 9 décembre 1998 ont défini les principes de l'équilibre à rechercher entre les trois axes de la loi. Il faut particulièrement y noter l'intérêt accordé aux possibilités de transmutation par des réacteurs sous-critiques (systèmes «hybrides», axe 1 de la loi), le concept de réversibilité des stockages et la spécificité de ceux-ci (« un lien étroit doit être fait entre le type de déchets et les types d'entreposage ou de stockages à étudier », axe 2 de la loi), ainsi que le problème d'un entreposage prolongé, en vue d'un éventuel traitement, des combustibles usés ou des déchets de haute activité (axe 3 de la loi). Enfin, une mission spécifique sur l'inventaire des déchets a été confiée au Président de l'ANDRA.

L'adéquation générale des recherches aux objectifs de la loi de 1991 et leur cohérence avec la stratégie des industriels ont été confirmées lors des présentations faites le 6 janvier 1999. D'un côté, EDF a présenté trois phases successives de gestion de son parc de réacteurs au cours du siècle à venir, tout en insistant sur l'évidente nécessité pour un industriel de conserver une grande flexibilité pour s'adapter aux évolutions techniques, économiques et réglementaires. COGEMA et FRAMATOME ont fait état de la faisabilité et de la disponibilité des diverses technologies correspondantes. D'un autre côté, les acteurs de la recherche, sous l'égide du



Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie (MENRT^{*}), ont présenté, pour la première fois dans un document commun, la stratégie et le programme des recherches, ce qui constitue, aux yeux de la Commission, une avancée importante. La Commission considère également que la recherche doit pouvoir offrir, le moment venu, une assez large palette de solutions techniques, qui ne restreignent pas les futurs choix industriels.

La Commission attire cependant l'attention sur quelques points où la cohérence des recherches avec l'esprit de la loi ou la stratégie industrielle pourrait être améliorée, et sur lesquels elle ne partage pas nécessairement les positions qui lui ont été présentées :

- le problème des entreposages de longue durée qui se limite pour EDF à environ 50 ans d'entreposage après la sortie des réacteurs et qui pourrait aller à 300 ans pour le CEA ; l'origine de cette différence d'approche réside peut-être dans la nature des dépôts qui y seraient placés (combustibles usés après entreposage préalable en piscine pour EDF ; tous types de déchets B et C, ainsi que des combustibles usés pour le CEA) ; la Commission souligne qu'un tel concept laisse une part importante de la gestion de l'aval du cycle aux générations futures. Le risque qu'une installation d'entreposage de très longue durée soit délaissée, voire oubliée n'est pas négligeable ;
- la reprise des déchets anciens relevant de la loi et actuellement en vrac : pour ceux-ci, le CEA a annoncé des options retenues dans le projet d'entreposage CEDRA^{*} de Cadarache ; il développe par ailleurs de nouveaux procédés performants de conditionnement qui pourraient s'appliquer à ces déchets, car la reprise effective des déchets en vrac n'est pas évidente. De son côté, COGEMA a arrêté des solutions de référence selon des procédés éprouvés industriellement (cimentation, bitumage) et demeure ouverte aux procédés du CEA, pourvu qu'ils soient qualifiés en temps utile. Il importe donc que la qualification des procédés, issus des recherches du CEA, se fasse selon un calendrier précis, compatible avec les opérations de reprise projetées ; ces procédés doivent, en outre, donner lieu à des gains significatifs de sûreté et éventuellement économiques ;
- la question des risques sanitaires liés aux divers modes de gestion des déchets est au cœur des recherches qui seront menées sur cette gestion. Ceci concerne notamment la relation entre les doses de nature radiologique ou chimique et le risque, pour des expositions mettant en jeu de nombreuses générations, dans le respect du principe de précaution^{*}. Les recherches les plus récentes présentées à la Commission montrent que la connaissance scientifique du sujet est encore en évolution substantielle et que certaines positions devront être revues et complétées ; la Commission fait part de ses réflexions dans l'annexe 7 du rapport ;

^{*} Terme défini dans le glossaire

- la Commission donne un poids important à l'inventaire des déchets relevant de la loi de 1991, car elle pense que la connaissance des caractéristiques des colis à déposer en entreposage ou en stockage (dimensions, masse, thermicité, nature des radionucléides) ainsi que leur volume total est une condition nécessaire à la fois pour que les expériences qui seront conduites dans les laboratoires souterrains soient représentatives, et donc significatives, et pour les études de conception et de faisabilité.
- le document sur la stratégie et les programmes de recherche n'aborde pas la question de la responsabilité de la modélisation d'ensemble, indispensable pour la démonstration de la sûreté d'un stockage ou d'un entreposage de longue durée.

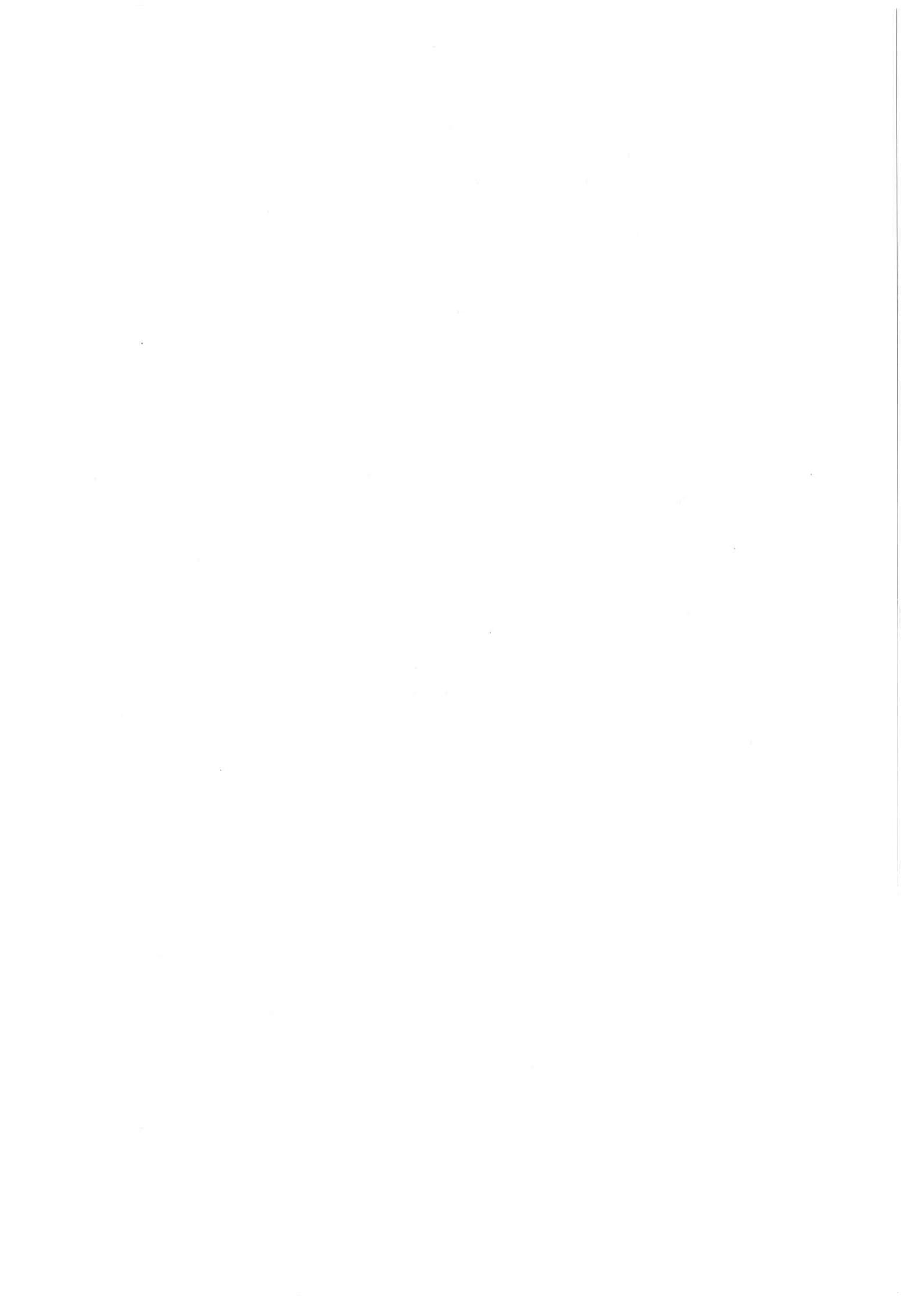
Le suivi des recommandations antérieures de la Commission

Les deux séances de travail qui ont examiné le suivi des recommandations ont, avant tout, favorisé le dialogue et permis d'apporter des clarifications sur de nombreux points. En particulier, toutes les recommandations émises dans le rapport n° 4 ont reçu une réponse. Dans l'ensemble, la majorité des recommandations ont été prises en compte par les acteurs de la loi (chapitre 2). Celles qui appellent de la part de la Commission une discussion plus approfondie figurent dans le corps du présent rapport.

D'une façon générale, les réunions de travail bi- ou multilatérales entre les acteurs de la loi, entre la Commission et certains ou la totalité d'entre eux, ont amené sur bien des aspects une convergence des points de vue, même si quelques sujets de divergence d'opinion scientifique subsistent, comme l'inventaire des déchets ou la modélisation, qui font chacun l'objet d'un chapitre séparé (chapitres 4 et 5) ; les autres points de l'évaluation et les recommandations qui s'y rapportent sont regroupés selon les trois axes de la loi de 1991 (chapitres 6, 7, et 8 respectivement).

L'inventaire des déchets relevant de la loi de 1991

Dans son rapport n° 4, la Commission avait observé que l'inventaire et les prévisions de 1998 n'étaient pas satisfaisants : en particulier les valeurs prévues pour 2020 ne semblaient pas cohérentes avec les prévisions faites en 1996, ni avec ce qu'on pouvait connaître de la situation existante. Les conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998 permettent à présent de remédier à cette situation, grâce à la mission confiée au Président de l'ANDRA de proposer une méthode fiable de comptage, qui soit la base de l'inventaire de l'existant. A partir de ce dernier, il sera alors possible de développer ensuite des prévisions pour les périodes 2000-2020 et 2020-2070 qui correspondent aux étapes principales distinguées, tant par EDF pour le remplacement de son parc, que par l'ANDRA pour le début et la fin de l'exploitation du



premier stockage. Suite aux interventions de la Commission, les producteurs ont précisé cet inventaire ; la Commission y a contribué par les auditions et les discussions.

Le manque de cohérence relevé par la Commission dans son rapport n° 4 provient en effet de deux causes principales. En premier lieu, l'obligation faite aux producteurs de déchets de fournir des prévisions pour 2020 et 2070 ne comprenait pas un inventaire de l'existant. En second lieu, pour effectuer ces prévisions, les divers producteurs ont adopté des attitudes assez différentes sur les déchets non conditionnés, qui représentent environ la moitié des déchets B : certains se sont limités aux pratiques existantes ou aux procédés nouveaux dont la démonstration industrielle est déjà faite ; d'autres ont fait intervenir le résultat potentiel de recherches en cours pour en limiter le volume par un mode de conditionnement approprié, ou en déclasser une partie en déchets de catégorie A recevables en stockage de surface ; la compatibilité de ces colis avec les normes du stockage en surface, et en particulier avec la capacité radiologique du site, reste à démontrer.

Enfin, les déchets issus du démantèlement des installations anciennes dans les périodes 2000-2020 et 2020-2070 semblent avoir été pris en compte de façon insuffisante dans l'inventaire 1998. Il en est de même pour le problème des déchets secondaires, créés par le reconditionnement de déchets anciens. L'un et l'autre risquent de produire des volumes importants de déchets B, qui augmenteront un inventaire déjà chargé, et de déchets A qui pourraient occuper une part volumique notable du seul centre de stockage de surface actuellement disponible dans l'Aube, ou de sa capacité radiologique.

La modélisation et la simulation numérique

La simulation numérique sur ordinateur est un outil puissant de rassemblement cohérent, exhaustif, dans un cadre opératoire, des connaissances. Elle est le complément normal de l'expérimentation, et devient indispensable lorsque cette dernière n'est pas possible dans sa globalité spatiale et temporelle, ce qui est le cas du stockage des déchets de haute activité et à vie longue. La Commission a poursuivi son évaluation des besoins et de l'état d'avancement de ce domaine, dans la perspective d'aboutir à un outil de simulation capable d'effectuer les démonstrations techniques en support à une analyse de sûreté pour l'avant-projet de stockage qui devra être soumis aux Pouvoirs Publics en 2006.

De nombreux aspects ont été abordés, comprenant des domaines spécifiques très divers (physique, chimie, mécanique, géologie, etc.) souvent difficiles à modéliser : les acteurs de la loi remplissent bien leur rôle dans ce secteur. Mais il ne s'en dégage pas une véritable organisation globale de la simulation numérique ni une stratégie générale destinée à intégrer, pour une démonstration de sûreté, l'ensemble des codes développés. Il est essentiel, pour l'avenir des recherches prévues par la loi de 1991, que l'un des acteurs de cette loi possède une

vision d'ensemble claire (et donc effectuée la synthèse par un code de calcul ou une chaîne de codes cohérents) et une planification à long terme orientée vers la création d'un outil de simulation du meilleur niveau scientifique, nécessaire pour la validation du concept de stockage et la démonstration de sûreté en 2006. Il ne faut pas attendre d'avoir tout analysé et modélisé pour débiter la simulation de l'ensemble du problème.

En d'autres termes, la Commission a le sentiment que les acteurs de la loi sont tous conscients de l'importance de la simulation numérique pour la sûreté du stockage géologique et de l'entreposage de longue durée. Mais il n'apparaît pas qu'aujourd'hui les objectifs soient clairement définis et qu'il existe un plan à long terme crédible avec pour finalité l'élaboration d'outils complets et cohérents, validés par l'expérimentation possible, et la capacité de répondre, dans les délais impartis par les Pouvoirs Publics, à la question de la répartition des radionucléides en fonction du temps, dans la géosphère et la biosphère concernées, pour un concept de stockage géologique ou d'entreposage donné. Le couplage des codes, en particulier, est une énorme difficulté : la climatologie a piétiné pendant quelques années sur une difficulté de ce type, lorsqu'il a fallu coupler les deux milieux, océan et atmosphère. Or, le stockage géologique amènera à en coupler quatre : colis, barrière, milieu géologique et biosphère. Cette situation pourrait conduire à manquer d'abord le rendez-vous de 2001 entre organismes, et peut-être même celui de 2006.

Dans ces conditions, la Commission recommande d'établir, pour la simulation numérique, un plan à long terme clair, avec des étapes et des rendez-vous pour faire des comparaisons nationales et internationales sur les performances des modèles ; de préparer des appels d'offres précis, ouverts et internationaux, permettant de susciter l'arrivée de nouvelles équipes ; de décider qui intégrera dans un code ou un ensemble de codes les recherches en modélisation, qui effectuera la collecte des données et qui sera notamment responsable de la simulation des expériences effectuées dans les laboratoires souterrains. La désignation rapide d'un responsable scientifique central et éminent, entouré d'une petite équipe de haut niveau, capable de suivre et de rassembler tous les codes, paraît nécessaire.

Un appel aux équipes des grands laboratoires privés et publics (EDF, IFP, INRIA, CNRS et Universités ...), qui détiennent déjà certaines des compétences spécialisées nécessaires, ainsi qu'à celles des pays confrontés aux mêmes problèmes, serait souhaitable.

Les recherches sur la séparation et la transmutation - Axe 1 de la loi

Les recherches menées sur l'axe 1 de la loi visent, en premier lieu, des séparations plus poussées, en particulier des éléments dont certains isotopes pourraient engendrer un risque dans le futur. Ceux-ci peuvent ensuite être soit transmutés dans un flux de neutrons dans des réacteurs classiques ou innovants (séparation - transmutation : S-T) soit conditionnés dans



des nouvelles matrices en vue d'un entreposage ou d'un stockage (séparation - conditionnement : S-C). Les séparations sont donc un préalable à la mise en œuvre de ces deux voies.

De nouvelles familles de molécules ont permis d'améliorer nettement les performances de séparation des actinides mineurs et des lanthanides, de même que l'extraction du césium. Les résultats des recherches menées dans le programme «ACTINEX*» sur la séparation des actinides et des produits de fission à vie longue sont donc très encourageants.

Le CEA entreprend de réorienter ses recherches en séparation par pyrochimie vers le traitement de cibles d'irradiation en relation avec le scénario de transmutation dit « à double strate ». Dans celui-ci la première strate est constituée par des réacteurs critiques produisant l'énergie et recyclant le plutonium et la seconde strate par des systèmes hybrides* incinérant les actinides mineurs et certains produits de fission à vie longue.

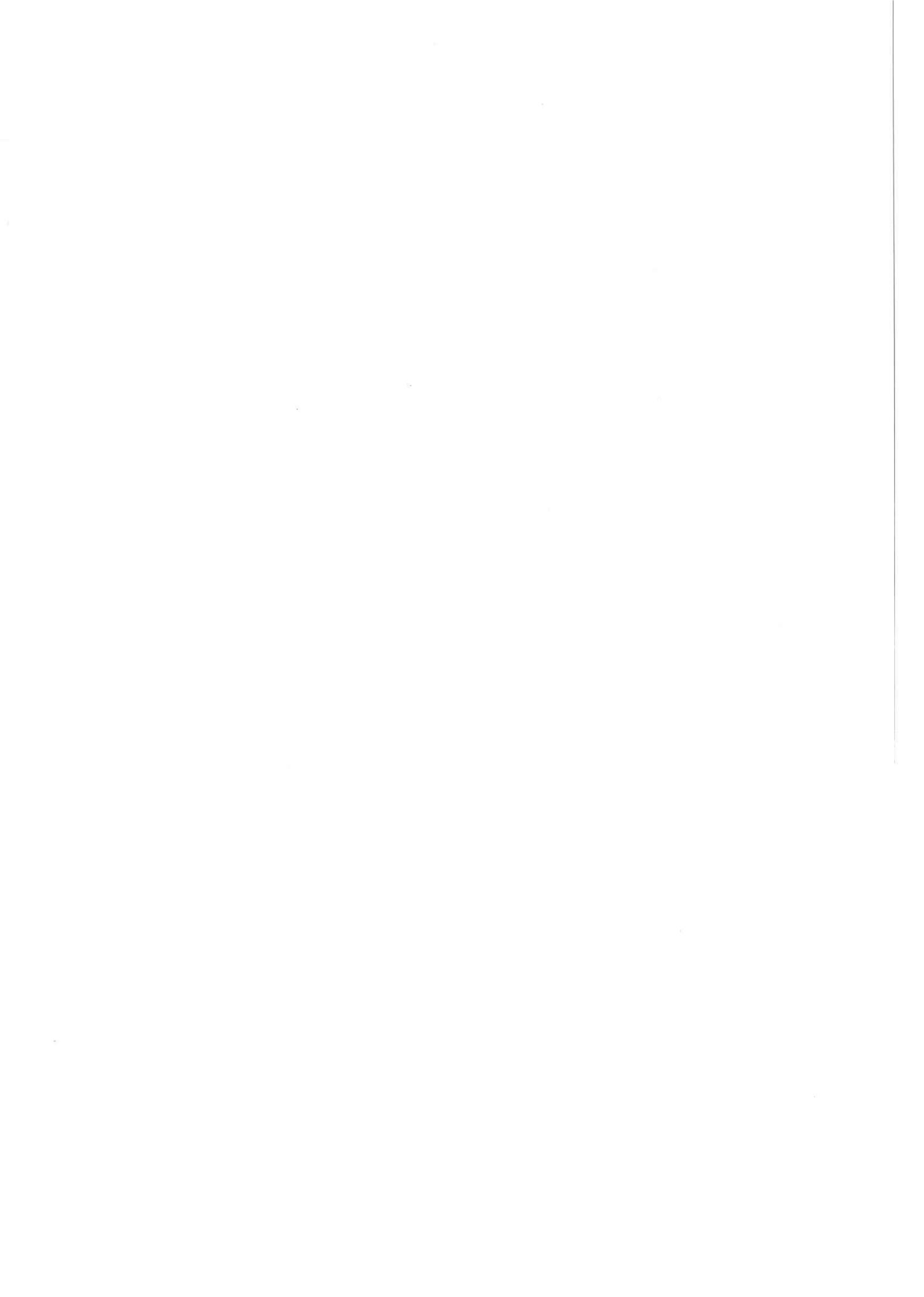
La transmutation par des systèmes hybrides a suscité l'intérêt de certains industriels, qui participent au Groupement de recherche GEDEON*. Par ailleurs, plusieurs pays européens présentent des propositions communes dans ce sens, dans le cadre du 5^{ème} PCRD*.

Les recherches de base sur les systèmes hybrides* portent avant tout sur les problèmes liés à l'accélérateur et aux interfaces avec la cible et le réacteur. Les problèmes de matériaux font l'objet d'un effort accru, et un premier élément de recherche sur l'accélérateur est le projet IPHI* d'injecteur développé à Saclay par le CEA et l'IN2P3. Ceci amène la Commission à une recommandation forte pour qu'un effort prioritaire soit consenti sur le projet IPHI*.

Les recherches pour les laboratoires souterrains et le stockage géologique - Axe 2 de la loi

La décision gouvernementale du 9 décembre 1998 a donné une nouvelle impulsion aux recherches en laboratoire souterrain à réaliser dans les argiles du Jurassique du site de l'Est de la France. Les objectifs du laboratoire devront être clairement fixés par un cahier des charges qui garantira les conditions de réalisation de l'ouvrage compatibles avec la qualité scientifique des observations ; il définira également les opérations qui devront être menées soit avant, soit en parallèle (état initial des lieux, forages de contrôle, compléments éventuels de géophysique), les expériences à réaliser dans le laboratoire souterrain, et le calendrier de l'ensemble. Bien que consciente du caractère très tendu de ce dernier (c'est la Commission qui a attiré, la première, l'attention sur ce point), la Commission place clairement l'obligation d'acquérir des données solidement établies avant celle de respecter le calendrier.

* Terme défini dans le glossaire



L'ANDRA a décidé de mettre en place une organisation scientifique et opérationnelle des recherches, comprenant un comité de suivi placé sous l'autorité de son Conseil Scientifique, ainsi que l'avait recommandé la Commission dans son rapport précédent. La Commission se réjouit de cette initiative qui permettra d'associer aux travaux des personnalités scientifiques éminentes, et de tirer le meilleur parti scientifique et technique de cet investissement.

La décision gouvernementale confie également à l'ANDRA la recherche d'un site approprié pour un second laboratoire dans un terrain granitique sans couverture sédimentaire. Cet organisme a immédiatement mis en route, en collaboration avec le BRGM, un inventaire des formations granitiques susceptibles de répondre à cette demande. Ce travail, dont la Commission est régulièrement informée, prend en compte l'ensemble des avancées scientifiques réalisées sur la connaissance des massifs granitiques depuis l'inventaire de 1983. Ces données nouvelles sont considérables, grâce à de nombreuses recherches allant des travaux de thèses de doctorat jusqu'au programme « Géologie profonde de la France » et à l'élaboration de la carte géologique nationale. La Commission approuve pleinement la démarche suivie, qui est à la fois objective du point de vue des critères scientifiques de choix, et laisse entièrement ouverte la concertation. Elle formulera une évaluation spécifique de ce travail, dès que le rapport d'étape lui aura été soumis. Il semble peu plausible cependant qu'un laboratoire souterrain dans le granite puisse faire l'objet d'une exploitation scientifique suffisante à l'horizon de 2006.

La Commission a également entendu l'ANDRA sur les options initiales de conception d'un stockage de déchets relevant de la loi et sur les exercices de sûreté associés. Il ne fait pas de doute qu'une première définition des colis susceptibles d'être mis en place dans un futur stockage devient urgente, d'abord pour les mêmes raisons qui sont indiquées dans le chapitre consacré à l'inventaire : la représentativité des laboratoires souterrains, et des expériences qui y seront réalisées ; mais encore, du simple point de vue de l'acceptabilité des colis telle qu'elle est envisagée par les acteurs de la loi. Par exemple, si une réduction de volume lors du conditionnement n'aboutit pas à une homologation en l'état, mais nécessite un conteneurage particulier conduisant à une augmentation notable du volume à stocker, on peut craindre de perdre ainsi le gain attendu de cette opération. Il en va de même si le déclassement de déchets B se révélait impossible.

Un autre point important concerne la modélisation du « champ lointain », où il paraît indispensable de stimuler la recherche fondamentale afin de disposer des outils et des équipes lorsque les connaissances de base seront acquises, faute de quoi le rendez-vous de 2006 sera compromis. Les appréciations portées et les progrès souhaités au chapitre modélisation sont ici de première importance.

Les recherches sur le conditionnement et l'entreposage - Axe 3 de la loi

Les recherches conduites dans ces domaines ont fait l'objet d'un accroissement notable de leur volume, accompagné d'un renforcement de leur structuration et de leur orientation, dès l'an dernier, suite aux instructions gouvernementales. La Commission constate que l'effort a été poursuivi au cours de cette année ; elle souhaite cependant y voir combler diverses lacunes. En particulier, le programme devrait donner plus de poids à des sujets d'intérêt général, tels que le colisage (conteneurs et contenu), le comportement à long terme des matrices de conditionnement, les contraintes spécifiques introduites par la réversibilité, la spéciation des radionucléides éventuellement relâchés.

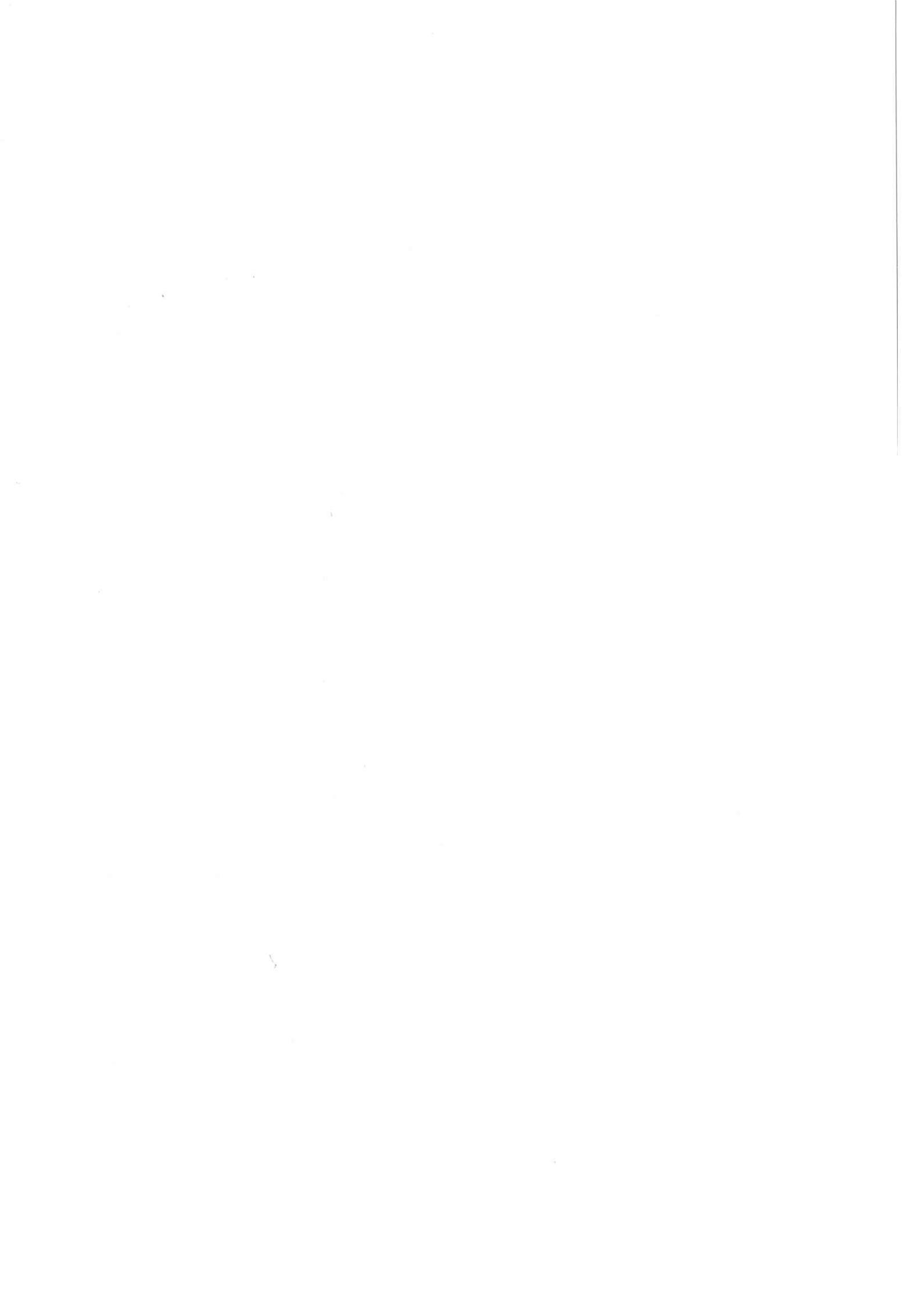
Dans son rapport, la Commission, s'est efforcée de clarifier des notions souvent mal définies au stade actuel des études, tel est notamment le cas des termes désignant les parties constitutives d'un colis de déchet : la Commission invite les acteurs de la loi à s'accorder sur les définitions à donner, tant pour les recherches de l'axe 2 que celles de l'axe 3.

Dans le domaine des matrices de confinement, l'effort a été réparti, d'une part sur les matrices existantes (verres, bitumes, ciments) et, d'autre part sur des matrices nouvelles (apatites, zirconolites, phosphate de thorium, etc.). La constitution du Groupement de Recherche NOMADE* devrait permettre un développement concerté entre les équipes du CEA, du CNRS et des Universités portant sur des matrices nouvelles dans les domaines prometteurs que sont les verres spécifiques, les milieux vitrocristallins et les céramiques.

Les procédés de conditionnement pour la fabrication de nouveaux colis ou la reprise éventuelle de colis existants ont fait l'objet d'études technologiques prometteuses : incinération des déchets, creusets froids à induction directe dans le matériau à fondre, torche à plasma*, avec possibilité de vitrification directe. Ces technologies pourraient également permettre d'améliorer ou simplifier des procédés existants. La Commission suit avec intérêt ces développements et souhaite en être tenue informée, particulièrement en ce qui concerne le reconditionnement de colis de déchets B, et la reprise des déchets anciens de COGEMA et du CEA.

Les études sur le comportement à long terme des matrices et des colis s'attachent à établir les mécanismes d'altération et à représenter leur tenue à long terme par des modèles prédictifs. La Commission relève un effort remarquable du CEA sur les études de résistance à l'altération du verre R7T7* qui nécessitent toutefois d'être poursuivies. La lixiviation des oxydes d'uranium et celle des combustibles UOX* usés sont assez bien connues ; sur les combustibles MOX*, les résultats sont plus partiels.

* Terme défini dans le glossaire



L'entreposage de longue durée sur plusieurs décennies est une pratique courante, tant en France qu'à l'étranger. Des opérations de désentreposage ont déjà été réalisées sans complication majeure par le CEA et la COGEMA, mais d'autres soulèveraient des difficultés. Le Gouvernement, dans ses conclusions du 9 décembre 1998, a demandé au CEA de mener des recherches sur l'entreposage de longue durée, tout en laissant les options ouvertes à la recherche. Deux voies sont possibles pour entreposer des déchets ou des combustibles usés au-delà de 50 ans : étendre la durée d'entreposage par une succession de périodes limitées, à l'issue desquelles une expertise du site et des conteneurs est menée et permet d'engager une période supplémentaire ; modifier les concepts industriels existants (entrepôt, conteneur) pour en allonger la durée de vie et réaliser d'une seule traite le confinement des déchets pendant plusieurs siècles.

Dans cette perspective, douze concepts préliminaires ont été proposés. La Commission recommande que, dans une étude approfondie, les spécifications appliquées aux colis tiennent compte à la fois des conditions de transport, d'entreposage, et des conditions de stockage en milieu géologique, afin de limiter les reprises de conditionnement. Elle souligne à nouveau que l'entreposage est une solution d'attente d'un procédé industriel (par exemple issu des résultats des recherches sur la transmutation), ou d'un stockage profond (nécessaire décroissance thermique et radioactive). Par ailleurs, elle recommande que le risque de délaisser une installation d'entreposage soit pris en compte dans le processus de décision.

La Commission rappelle également les clarifications nécessaires qui subsistent sur la finalité et la durée de l'entreposage de longue durée, tel qu'elles sont examinées par EDF et le CEA, (respectivement pour les seuls combustibles et pendant 50 ans ; pour l'ensemble de combustibles et des déchets sur une durée de 300 ans). Dans cette perspective, l'allongement des délais d'entreposage poserait le problème de la saturation des équipements, problème déjà rencontré aux Etats-Unis. En France, la mise en œuvre du retraitement conduit à réduire significativement le volume des combustibles usés. Cependant, l'utilisation de combustibles MOX dans l'ensemble des tranches aptes à les recevoir pourrait-elle contribuer à nous amener dans une situation de saturation durant les premières décennies du prochain siècle ? D'une façon générale, le rapprochement avec un exploitant faciliterait la prise en compte des contraintes d'exploitation dès la phase initiale des recherches.



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 quatre rapports annuels, en juin 1995 et 1996, en septembre 1997 et en octobre 1998. 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. »

Ces rapports comportent des recommandations (rapports annuels) ou des propositions (rapport sur la réversibilité). Plusieurs d'entre elles formulées dans le rapport n° 4 et dans celui sur la réversibilité ont été reprises dans les conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998 (Cf. annexe 2 de ce rapport où figure une reproduction partielle des conclusions).

Comme le lui demande le Gouvernement dans ce même communiqué, la Commission n'est pas actuellement en mesure de porter un avis sur le rapport annuel de l'ANDRA sur l'état des travaux et des recherches en cours ; celui-ci ne lui était pas encore parvenu au moment de la rédaction du présent rapport. Il en va de même pour l'évaluation de la mission de comptage des stocks de déchets confiée par le Gouvernement au nouveau Président de l'ANDRA ; cette mission est en cours et la Commission donnera son avis lorsqu'elle sera arrivée à son terme.

Ainsi que la Commission l'avait noté pour la première fois dans son rapport n° 4 (octobre 1998), on peut maintenant considérer que les recherches se poursuivent de façon équilibrée sur les trois voies prévues par la loi de 1991. Bien sûr, ceci ne veut pas dire nécessairement un budget annuel égal sur chacune de ces voies, puisque la réalisation d'un dispositif expérimental ou d'un laboratoire souterrain peut accroître temporairement le montant des dépenses sur l'une d'entre elles ; la Commission se fonde sur un avancement soutenu et équilibré des travaux de recherche, qui devrait permettre de fournir, au terme fixé par la loi, un rapport final cohérent et des recommandations sur les travaux futurs. L'édition de 1999 du document « Stratégie et programme des recherches » atteste de l'effort accompli par l'ensemble des acteurs de la loi pour mettre en place, puis exécuter des recherches de qualité qui progressent régulièrement et qui, par leur publication dans les revues et colloques scientifiques, sont soumises à l'expertise internationale.

Les décisions des comités interministériels du 2 février et du 9 décembre 1998 ont défini les principes de l'équilibre à rechercher entre les 3 axes de la loi. Il faut particulièrement y noter l'intérêt accordé aux possibilités de transmutation par des réacteurs sous-critiques (systèmes « hybrides », axe 1 de la loi), le concept de réversibilité des stockages et la spécificité de ceux-ci (« un lien étroit doit être fait entre le type de déchets et les types d'entreposage ou de stockages à étudier », axe 2 de la loi), ainsi que le problème d'un entreposage prolongé, en vue d'un éventuel traitement, des combustibles usés ou des déchets de haute activité (axe 3 de la loi).

L'évaluation des recherches, selon la mission confiée à la Commission par l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991, a été poursuivie. Le rapport n° 5 correspond aux auditions tenues de septembre 1998 à mai 1999. Ce rapport, ainsi que les recommandations formulées dans celui-ci, ont été approuvés unanimement par les Membres de la Commission Nationale d'Evaluation (CNE) et remis au Gouvernement le 21 juin 1999.

CHAPITRE 1 : LES ACTIVITES DE LA COMMISSION

1.1 LES ACTIVITES DE LA COMMISSION DURANT LA PERIODE 1998-1999

Pour l'établissement du rapport n° 5, la Commission Nationale d'Evaluation a procédé à :

- des auditions des acteurs de la loi et des réunions de travail,
- des réunions de suivi des recommandations et des réunions de rédaction du rapport,
- l'audition d'experts étrangers et français,
- une visite d'installation en France et des participations à des congrès scientifiques à l'étranger.

1.1.1 Les auditions scientifiques de la Commission

En raison de la remise tardive du rapport n° 4 au Gouvernement, le calendrier des auditions scientifiques de la Commission a été très chargé pendant la période de novembre 1998 à juin 1999. Au total, neuf auditions ont été consacrées aux recherches sur les trois axes de la loi, deux auditions à caractère informatif, précédées de deux réunions de travail, ont abordé les risques sanitaires pour le stockage des déchets et la modélisation, une audition d'experts étrangers et français a permis d'obtenir une information sur la criticité dans les stockages et les entreposages de longue durée.

Les dates et les thèmes des auditions des organismes de recherche ont été les suivantes :

- 5 novembre 1998 : Programme de recherche et développement associé à l'entreposage - CEA.
- 24 novembre 1998 : Cahier des charges pour les réacteurs innovants - Etat d'avancement - CEA - CNRS - EDF - FRAMATOME.
- 8 décembre 1998 : Inventaire des déchets (Groupe de Travail ANDRA - PRODUCTEURS) - Dossier des connaissances des colis - ANDRA.

- 15 décembre 1998 : Exercices de sûreté associés aux options initiales de conception d'un stockage de déchets HAVL* - ANDRA.
- 6 janvier 1999 : Stratégie industrielle et de la recherche sur l'aval du cycle électronucléaire - ACTEURS DE LA LOI.
- 2 février 1999 : Les études sur le champ proche - Phénoménologie des interactions entre barrières artificielles et milieu géologique : le terme source, les barrières ouvragées, la zone perturbée - ANDRA.
- 9 mars 1999 : Programmes des recherches de la loi - ACTEURS DE LA LOI - Programme du 5^{ème} PCRD*.
- 30 mars 1999 : Stratégie industrielle et les recherches de la loi 1991 - DGEMP Avancement des travaux de l'ANDRA - ANDRA.
- 4 mai 1999 : Groupe de Travail : Hiérarchisation des radionucléides - Groupement de recherche NOMADE* - PRODUCTEURS - CEA - ANDRA - CNRS.

Les deux auditions à caractère informatif ont été précédées chacune d'une réunion de travail. Ces réunions se sont déroulées le 15 janvier 1999 (modélisation) le 22 janvier 1999 (risques sanitaires). Les deux auditions ont eu lieu :

- le 9 mars 1999 : Risques Sanitaires
- le 30 mars 1999 : Modélisation

L'audition des experts sur la criticité dans les stockages et dans les entreposages de longue durée a eu lieu le 24 mars 1999, avec la participation de C. BOWMAN (USA), P. COUSINOU (France) - H. MAXEIMER (Suisse) - D.F. Mc GINNES (Suisse) - J.P. MINON (Belgique) - C. THEGERSTRÖM (Suède).

* Terme défini dans le glossaire

Suite à la décision gouvernementale sur la recherche d'un site granitique, trois réunions d'information se sont tenues avec l'ANDRA et le BRGM.

La Commission a consacré six réunions plénières à 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 Les visites techniques de la Commission

Pour compléter ses informations sur la recherche d'un site granitique décidée par le Comité interministériel du 9 décembre 1998, plusieurs membres de la Commission se sont rendus à l'ANDRA le 12 février 1999 pour prendre connaissance des premières données disponibles sur les formations géologiques à partir des études de dossier. Cette visite a été suivie de deux présentations en Comité restreint de la démarche retenue par l'ANDRA pour la recherche des sites granitiques.

Le 13 avril 1999, des membres de la Commission se sont déplacés sur le Centre d'Études de Saclay pour visiter l'installation IPHI* (Injecteur de Protons à Haute Intensité) qui constitue la tête de l'accélérateur dédié aux systèmes hybrides. Les informations techniques recueillies au cours de cette visite sont rapportées dans l'annexe 4 de ce rapport.

Le 18 mars 1999, quelques membres de la Commission ont accompagné Monsieur le Président TISSOT à la réunion des Commissions Locales d'Information des Départements de la Meuse et de la Haute-Marne à Bar-Le-Duc. Cette rencontre a permis à la Commission de présenter les conclusions du rapport sur la réversibilité dans les stockages et celles du rapport n° 4 ainsi que de répondre aux questions posées par les participants à cette réunion.

* Terme défini dans le glossaire

Afin de réunir les informations nécessaires pour établir la situation de la gestion des déchets nucléaires au niveau international, plusieurs membres de la Commission ont participé à des colloques scientifiques et à des visites techniques organisées à cette occasion. Les informations recueillies figurent dans l'annexe 5 du présent rapport.

1.2 LE SUIVI DES EVENEMENTS EN RELATION AVEC LA LOI

Afin de compléter l'information sur les événements relatifs à la loi de 1991, la Commission a établi des fiches synoptiques concernant l'historique de l'évolution de la recherche sur la gestion des déchets ainsi que sur les éléments administratifs et réglementaires. Ces informations sont reportées dans l'annexe 3 du présent rapport.

1.3 LES MODIFICATIONS DE LA COMPOSITION DE LA COMMISSION

Plusieurs modifications sont intervenues dans la composition de la Commission depuis la parution du rapport n° 4 :

- la nomination le 22 octobre 1998 de Monsieur Claude JAUPART, membre correspondant de l'Académie des Sciences, Directeur de l'Institut de Physique du Globe de Paris et Professeur à l'Université Denis Diderot de Paris. Monsieur Claude JAUPART a été nommé par le Gouvernement sur proposition de l'Académie des Sciences et remplace Monsieur Raimond CASTAING décédé le 10 avril 1998,
- la nomination à titre d'experts étrangers le 8 juin 1999 de Monsieur Claes THEGERSTRÖM, Directeur à SKB*, Compagnie Suédoise chargé de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires et de Monsieur Juan-Manuel KINDELAN GOMEZ DE BONILLA, Président du Conseil Nucléaire en Espagne. Ces experts, nommés par Monsieur le Président du Sénat et Monsieur Le Président de l'Assemblée Nationale, remplacent Monsieur Rudolf ROMETSCH, décédé le 7 juillet 1997 et Monsieur Jean-Pierre OLIVIER, démissionnaire depuis le 19 juin 1997.

* Terme défini dans le glossaire

CHAPITRE 2 : LE SUIVI DES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION

2.1 LES GENERALITES

Le suivi des recommandations du rapport n°4 de la Commission a été conduit selon la même procédure que celle de l'année précédente, entre les pilotes des trois axes de recherche de la loi, les acteurs de la loi et des membres de la Commission. Deux séances de travail ont eu lieu le 27 janvier et le 5 février 1999.

Les réunions de suivi des recommandations de cette année ont, comme l'an dernier, favorisé le dialogue et ont permis aussi d'apporter des clarifications importantes sur de nombreux points.

Pour assurer le suivi, les recommandations sont classées en 10 rubriques. Elles sont souvent redondantes mais finalement elles permettent d'aller dans le détail, comme la Commission l'a expliqué dans son dernier rapport. Toutefois, après 5 ans d'études conduites dans le cadre de la loi et maintenant que les stratégies de recherche et les programmes de recherche sont bien définis et quasi stabilisés, le champ des recommandations de la Commission devrait se rétrécir et les modalités du système de suivi des recommandations pourraient être simplifiées. Il est ainsi proposé que les recommandations scientifiques opérationnelles exprimées par la Commission soient regroupées par le Secrétariat de la Commission dans un nombre réduit de rubriques redéfinies et rattachées aux trois axes de la loi ; les recommandations sur la stratégie de recherche feront l'objet d'une rubrique particulière. Par ailleurs, la Commission s'efforcera de hiérarchiser ses réflexions, énonçant soit des recommandations, soit des souhaits d'éclaircissements ou encore des constats.

Toutes les recommandations émises dans le rapport n° 4 ont reçu des réponses écrites adressées à la Commission au début de cette année ; certaines reprenaient les données des auditions ayant eu lieu en novembre et décembre 1998 ainsi qu'au début janvier 1999 et d'autres renvoyaient, pour plus de détail, à des auditions programmées dans le courant de l'année 1999. Cela est dû, d'une part, au fait que les auditions ont repris avant même la publication et la diffusion du rapport, c'est-à-dire avant que les pilotes des axes n'aient eu le temps de rédiger les réponses formelles aux recommandations et de les transmettre à la Commission et, d'autre part, au fait que beaucoup des auditions de l'année 1998-1999 ont été programmées sur la base des recommandations du rapport n° 4. Enfin, le rapport n° 4 a été remis au Gouvernement fin octobre 1998 et diffusé, après accord du gouvernement, courant décembre ; ce retard est consécutif à la remise du rapport spécifique sur la

réversibilité demandé à la Commission par le Gouvernement en février 1998, et présenté en juin 1998.

Dans ce chapitre, la Commission examine seulement les réponses aux recommandations pour lesquelles les discussions et les évolutions ne sont pas définitivement achevées. Elle prend aussi acte d'un certain nombre de décisions prises suite aux recommandations et note au passage quelques messages importants transmis par les acteurs de la loi. Enfin, elle procède dans le corps du rapport à ses commentaires sur quelques points particuliers.

En adoptant par la suite une nouvelle procédure et une organisation plus appropriée du suivi, il sera plus aisé de prendre acte des réponses aux recommandations et de clore momentanément ou définitivement un dossier sur un sujet donné.

2.2 L'ANALYSE DES REPONSES APORTEES PAR LES ACTEURS DE LA LOI

Rubriques 1, 2 et 3 : Coordinations stratégiques et techniques, programmes et calendriers, stratégies de recherche et stratégie industrielle

Les réponses aux recommandations classées dans les rubriques indiquées concernent des aspects indissociables ; c'est pourquoi elles sont examinées simultanément.

D'abord, la Commission prend acte du renforcement des structures de collaboration entre les pilotes des axes de la loi (ANDRA et CEA) par le biais d'un accord cadre de recherche et développement. Cela contribue à une meilleure définition des responsabilités dans la conduite des recherches et à des coordinations effectives notamment entre les axes 2 et 3. Les collaborations sont maintenant fondées sur un large échange d'informations tant au niveau de la définition des programmes qu'à celui de l'examen des aspects techniques pour le développement des recherches. Ces échanges impliquent tous les organismes de recherche concernés. C'est évidemment sur les colis, sur les barrières ouvragées ainsi que sur leur comportement à long terme et leur évolution intrinsèque ou dans leurs environnements du stockage, mais aussi sur les problèmes communs aux entreposages et aux stockages que se retrouvent les pilotes des axes et les organismes associés aux recherches. Certains sujets spécifiques sont repris dans les autres rubriques comme les déchets anciens ou bien dans le corps du rapport comme l'inventaire (Cf. chapitre 4).

A cet égard des réponses claires ont été apportées sur l'entreposage des déchets en vrac, ainsi que sur le programme C3P*.

La Commission prend également acte de clarifications relatives aux coordinations internes établies dans chaque axe (pyrochimie, interfaces des GdR de PACE*) ou celles concernant la redéfinition de programmes compte tenu du niveau actuel des acquis et des connaissances. Ainsi le programme initial dénommé ACTINEX* disparaît au profit d'un programme "Séparations poussées" et les recherches conduites dans le cadre de PURETEX*, qui ne relevaient pas directement de la loi, seront conduites dans le cadre de deux programmes complémentaires : « Retraitement » et "Neutronique du recyclage du plutonium et de l'uranium », toujours situés en dehors du cadre de la loi.

La Commission note aussi que des réponses mieux affinées seront transmises ultérieurement sur des questions générales, comme l'analyse des impacts de différentes options du cycle selon la méthodologie du cycle de vie, la clarification des budgets, ou bien sur des sujets spécifiques comme les programmes d'expérimentation dans le laboratoire souterrain de qualification de l'Est, le rôle des conseils scientifiques du CEA, la pertinence de la séparation du strontium vis-à-vis des problèmes thermiques, la durée des entreposages, la thermique d'un stockage, les scénarios de recyclage du plutonium. Concernant les conseils scientifiques du CEA, une première série de documents ont été transmis à la Commission à la fin février.

De plus, elle relève l'ébauche d'une structure au sein du CNRS pour la réalisation d'études à caractère sociologique.

La Commission évalue le document "Stratégie et programmes des recherches" au chapitre 3 du présent rapport. Dans ce même chapitre, elle examine les récentes données sur les orientations politiques et industrielles du cycle électronucléaire au regard des recherches à conduire dans le cadre de la loi.

Rubrique 4 : Inventaires, connaissance des déchets et colis de déchets.

Dans le rapport n° 4, les recommandations à propos des inventaires étaient nombreuses. Dans le chapitre 4 du présent rapport, la Commission traite de façon complète les nouvelles données de l'ANDRA et des producteurs, qui ont été présentées lors de l'audition du 8 décembre et à partir desquelles la Commission considère avoir trouvé des réponses à ses principales recommandations.

* Terme défini dans le glossaire

De plus, elle prend acte que l'ANDRA et les producteurs de déchets se sont engagés à chercher une convergence d'objectifs et de moyens pour traiter de tous les aspects liés aux inventaires.

A cet égard, elle note que le groupe de travail réunissant l'ANDRA et les producteurs (groupe GT1*) tient à présent des réunions mensuelles. C'est en son sein que s'effectue le travail de mise à jour des dossiers de connaissances et que se déroulent les discussions prospectives sur les prévisions d'inventaire. Elle note aussi que le CEA assure le support aux producteurs de déchets et à l'ANDRA pour toutes les études de recherche et de développement nécessaires. Celles-ci consistent essentiellement à apporter les connaissances et les caractérisations sur les déchets, sur les conditionnements de déchets, sur les colis actuels ou en cours de conception ainsi que sur les déchets anciens dont le calendrier de reprise relève de la responsabilité des producteurs. Ces études de recherche et de développement s'adressent aussi bien à l'entreposage de longue durée qu'au stockage. Elle note enfin que le groupe de travail chargé de la hiérarchisation des radionucléides travaille au même rythme que le GT1* et cela de façon indépendante mais coordonnée. Le chapitre 6 du présent rapport traite de l'audition du 4 mai 1999 consacrée à l'examen de l'état d'avancement du second groupe de travail.

Concernant les nouvelles matrices, la Commission a été informée que le CEA a procédé à la mise en place d'un groupe de travail chargé de définir les performances à atteindre et de dresser une grille d'évaluation des propriétés requises, comme la Commission l'avait recommandé. Par ailleurs, elle note également qu'il a réorienté les recherches relatives à la céramisation des concentrats vers la formulation de céramiques "flexibles" plutôt que "spécifiques". D'une façon générale, la Commission prend à nouveau acte que le programme CLTC*, en cours de structuration, constitue un point fort des recherches du CEA ; des commentaires sur ce sujet sont donnés dans le chapitre 8. Le sous-programme C3P* qui a fait l'objet de l'audition du 2 février 1999 est analysé dans le chapitre 7.

La Commission note que les recommandations concernant les déchets constitués par les graphites irradiés ont été enregistrées. Mais en raison de la complexité des problèmes, aucune date ne peut être avancée pour préciser le moment où des réponses pourront être fournies.

A l'exception du béryllium-10, toutes les recommandations touchant aux évaluations et aux mesures de radionucléides dans les déchets, ont reçu des réponses satisfaisantes.

* Terme défini dans le glossaire

Rubrique 5 : Exercices de sûreté sur les entreposages et les stockages, réversibilité d'un éventuel stockage, divers points particuliers

A propos des recommandations formulées par la Commission sous cette rubrique, les réunions de suivi ont permis de préciser les points énumérés ci-après.

- Il n'existe pas actuellement de projet d'une RFS* pour un entreposage de longue durée. Cependant beaucoup de réflexions, relatives à la sûreté des entreposages sont menées aussi bien par l'IPSN* et la DSIN* que par les producteurs ; elles convergent vers l'établissement d'un projet d'une « RFS entreposage », dont le fondement reposerait sur les retours d'expériences des exploitants.
- Les études de recherche et de développement à conduire dans le cadre de la réversibilité des stockages devaient apparaître dans leurs grandes lignes dans le document "Stratégie et programmes des recherches" édition de 1999. Cela n'a pas été le cas et le sujet est discuté dans le chapitre 3. Un colloque a été organisé entre les agences responsables de la gestion des déchets par l'ANDRA en novembre 1998.
- Le CEA et EDF ont étudié et présenté des entreposages pour des durées différentes. Ils ont annoncé sur ce dernier aspect que des échanges de vue seraient instaurés. Dans le contexte international, la France en affichant clairement un programme de recherche sur l'entreposage à long terme, a opté pour une position spécifique. Sur ce problème de la longue durée, les autres pays n'affichent que des préoccupations.
- Le CEA établira un glossaire pour clarifier toute la terminologie associée aux entreposages de longue durée.
- Seul l'aspect matériau du conteneur de haute intégrité (CHI*) a été traité jusqu'à aujourd'hui. L'analyse, en tant que système de confinement pour des déchets en vrac destinés à l'entreposage, est en cours. Dans la mesure où ce concept aboutirait à un objet industriel, l'aspect multi-usage de ce conteneur (entreposage-stockage) sera examiné. Une stratégie flexible, pour statuer à l'issue d'un entreposage de longue durée du devenir du colis, est à l'étude jusqu'en 2002.

L'édition 1999 du document "Stratégie et programmes des recherches" comporte une mise à jour sur le thème entreposage-conteneur-stockage.

* Terme défini dans le glossaire

La recherche et le développement associés à l'entreposage de longue durée, qui ont été présentés le 5 novembre 1998, sont analysés dans le chapitre 8 de ce rapport.

Au cours des auditions futures, l'ANDRA et le CEA feront le point sur les interactions entre les inventaires chimiques des colis et le champ proche. En effet, l'inventaire chimique constitue un point important nécessaire à la validation des concepts de stockage mais, au préalable, il doit être mis en regard de la lixiviation des colis afin d'apprécier les perturbations chimiques du champ proche.

La Commission prend acte que les études du comportement à long terme des matrices actuelles (verre, bitume, béton), qui sont réalisées suite à l'expression des besoins des producteurs ainsi que les recherches qui sont exécutées sous la responsabilité de l'ANDRA, se poursuivent normalement en collaboration avec le CEA. Un état d'avancement et une présentation globale des résultats obtenus feront l'objet d'une audition pour le prochain rapport.

Rubrique 6 : Laboratoires souterrains, concepts, données géologiques, modélisations

Les recommandations formulées dans cette rubrique s'adressaient essentiellement à l'ANDRA.

La Commission prend acte que la situation des études sur les laboratoires souterrains a évolué depuis la publication de son rapport n° 4. Elle traite de ce point dans le corps de ce rapport et plus particulièrement au chapitre 7. Elle note que l'ANDRA poursuit ses investigations sur tous les aspects génériques des recherches pour le stockage et prépare les dossiers des programmes pour le site de l'Est et la recherche d'un nouveau site granitique. Les exercices de sûreté associés aux options initiales de conception d'un stockage éventuel de déchets HAVL* dans les sites où des DAIE* avaient été déposés, ont été présentés à la Commission le 8 décembre 1998.

La Commission relève que l'ANDRA et le CEA ont harmonisé leurs programmes de recherches sur la base des premiers choix de concepts de stockage.

A propos de la maquette MIMICC*, elle prend également acte que le cahier des charges de cette installation de recherche a été établi par l'ANDRA et qu'il s'agit d'une installation de "validation de code". Elle pourra accueillir dans le futur des programmes internationaux.

* Terme défini dans le glossaire

Toutes les recommandations relatives à la modélisation ont été entendues et la situation actuelle est traitée au chapitre 5 du présent rapport.

Rubrique 7 : Séparation-transmutation

Des réponses ont été apportées aux recommandations concernant la transmutation lors de l'audition du 24 novembre 1998. Parmi ces recommandations, beaucoup d'entre elles relevaient de la stratégie, des études de scénarios et des problèmes de recyclage du plutonium. Ces études de scénarios et de recyclage du plutonium sont menées en commun par les acteurs de la loi. Des clarifications en provenance des acteurs de la loi et des appréciations de la Commission figurent aux chapitres 3 et 6 de ce rapport.

A propos du démonstrateur hybride, EDF fait remarquer que son éventuelle construction se situe après 2006 donc hors du cadre temporel prévu par la loi actuelle et dans la perspective d'un développement de l'énergie nucléaire de troisième génération. La dimension du projet ne peut être qu'européenne, la décision du lancement est du ressort des Pouvoirs Publics et le financement ne peut pas relever uniquement d'une stratégie d'investissement de l'EDF.

La Commission prend acte de l'annonce de la volonté que les études sur les procédés pyrochimiques vont s'organiser au CEA en collaboration avec les GdR GEDEON* et PRACTIS*. Une priorité est mise sur le traitement des cibles d'irradiation nécessitant des études préliminaires et de caractère fondamental ainsi que sur la réalisation et la mise en place d'équipements de laboratoires. Un programme a été communiqué à la Commission au début du mois de juin 1999 pour une évaluation dans le rapport n° 6. Des recherches en pyrochimie sont également proposées par la France dans le 5ème PCRD* européen.

La Commission enregistre des efforts du CEA sur la séparation des produits de fission et éventuellement des produits d'activation à vie longue. Le problème de la séparation du strontium se pose surtout en terme de devenir des combustibles usés et du retraitement poussé et non sur le plan de la technique de sa séparation proprement dite qui est connue. Selon COGEMA, le retraitement des combustibles MOX* relève d'une optimisation et de quelques caractérisations complémentaires.

* Terme défini dans le glossaire

Rubrique 8 : Entreposages

Tous les aspects de l'entreposage longue durée sont largement développés dans la deuxième partie du chapitre 8 du présent rapport, suite aux auditions du 5 novembre 1998 et du 6 janvier 1999, une autre partie de ce chapitre étant consacrée aux principales conclusions du rapport remis par le CEA au gouvernement en novembre 1998. La Commission estime avoir reçu des réponses à ses recommandations.

La Commission prend acte de l'établissement d'une concertation entre l'ANDRA et le CEA pour définir un tronc commun des connaissances servant à l'entreposage et au stockage, comme par exemple, les compatibilités de certains conteneurs avec les inventaires.

Rubrique 9 : Conditionnements, études des matrices

Les études de comportements à long terme ont fait l'objet d'une analyse à la rubrique 5. La Commission note le souci des producteurs d'augmenter la durabilité des matériaux, voire des colis, comme cela a été présenté à l'audition du 5 novembre 1998.

Rubrique 10 : Etudes fondamentales, modélisation, biosphère, sociologie.

La Commission prend acte que le CNRS met en place des études à caractère sociologique sur les problèmes qui ne relèvent pas strictement du cadre de la loi mais qui permettent d'éclairer les recherches et de contribuer à la compréhension des problèmes entre le public et les acteurs responsables de la gestion des déchets.

Les recommandations relatives à la modélisation ont été largement discutées dans une réunion de travail préparatoire le 15 janvier avant l'audition du 30 mars. Le chapitre 5 en fait état. Il en a été de même pour celles qui concernaient les aspects sanitaires (radiotoxicologie, radiopathologie, toxicologie chimique et radioprotection - Cf. annexe 7). La réunion de travail préparatoire pour ce sujet a eu lieu le 22 janvier et l'audition à caractère informatif s'est tenue le 9 mars 1999.

<p>En conclusion et dans l'ensemble, la majorité des recommandations ont été entendues par les acteurs de la loi. Celles qui appellent de la part de la Commission une discussion figurent dans le corps de ce rapport.</p>

CHAPITRE 3 : LA STRATEGIE INDUSTRIELLE ET L'EVALUATION DE LA STRATEGIE ET DU PROGRAMME DES RECHERCHES

3.1 LA STRATEGIE INDUSTRIELLE

3.1.1 La projection jusqu'en 2070 de la stratégie de l'EDF

La stratégie industrielle de EDF a été présentée à la Commission lors de l'audition du 6 janvier 1999 par M. Bernard Estève, Directeur de la Division des combustibles. Cet exposé ne diffère pas sur le fond de celui que M. Pierre Daurès avait fait un an auparavant, mais explicite d'une manière plus détaillée jusqu'en 2070 l'évolution des quantités de matières nucléaires (plutonium, combustibles usés UOX* et MOX*) et de l'aval du cycle, telle que EDF peut l'anticiper aujourd'hui dans le cadre d'une projection jusqu'à cette date de sa stratégie. En se fondant sur l'hypothèse que le nucléaire représente en France une option à long terme et une composante majoritaire de l'approvisionnement électrique national, en accord avec la déclaration gouvernementale du 9 décembre 1998, EDF a présenté cette évolution en trois phases. Elle s'est placée jusqu'en 2070 dans le cadre d'une politique d'équipement en centrales nucléaires correspondant à une production constante d'électricité nucléaire de 400 TWh par an et d'une politique de monorecyclage du plutonium sous la forme de combustibles MOX* correspondant à un retraitement annuel de l'ordre de 850 tonnes de combustibles usés UOX*. Elle exclut explicitement toute option de multirecyclage du plutonium comme le MIX* qui repose sur un recyclage homogène du plutonium à faible teneur sur support d'uranium enrichi.

1. La première phase : l'exploitation du parc actuel

La première phase concerne la période actuelle qui devrait s'étendre approximativement jusque vers 2020, lorsque le remplacement du parc actuel commencera ; ce remplacement s'étendrait principalement sur une période comprise entre 2015 et 2035. Cette phase est caractérisée par l'ouverture du marché de l'électricité à la concurrence, partielle en février 1999 pour ce qui concerne la France, mais qui devrait se généraliser par la suite. L'objectif majeur

* Terme défini dans le glossaire

pour EDF est le maintien de sa compétitivité économique et du niveau de sûreté de son parc, qui peut être assurée par diverses actions :

- augmenter la durée de vie technique des réacteurs au-delà de leur durée de vie économique (25 ans) afin de bénéficier d'un coût marginal pour l'électricité produite. C'est ainsi que, sans compromettre la sûreté et au prix de certaines maintenances lourdes, EDF table actuellement sur des vies techniques de 40 ans pour le palier 900 MWé et de 50 ans pour le palier 1 300 MWé,
- réduire le coût du combustible, en augmentant les taux de combustion des combustibles UOX* qui sont aujourd'hui en moyenne de 42 000 MWj/t, pour prolonger la durée qui sépare deux arrêts pour le déchargement et le chargement ; cette réduction est aussi obtenue par l'accroissement du taux de combustion des combustibles MOX* dont le taux est aujourd'hui de 36 000 MWj/t de manière à atteindre la parité du taux de combustion entre les combustibles MOX* et UOX* dans les réacteurs des paliers CP1* et CP2* de 900 MWé ; celle-ci pourrait être atteinte en 2003. Ces réacteurs chargés en assemblages MOX*, font aujourd'hui l'objet d'une gestion hybride, les taux de combustion de leurs assemblages UOX* ayant atteint celui des assemblages UOX* des autres réacteurs « non moxés ».

Aujourd'hui, EDF ne justifie pas la politique du monorecyclage du plutonium sous l'angle énergétique mais la présente davantage comme un mode de gestion de l'aval du cycle par la concentration du plutonium visant ainsi à limiter la quantité de combustibles usés non retraités et mis en entreposage (environ 350 tonnes par an au lieu de 1 200 tonnes en cycle ouvert). Enfin, le monorecyclage est limité aux 28 réacteurs « moxables » des paliers CP1* et CP2* de 900 MWé, et ne concerne pas les autres tranches (6 du palier CPO* de 900 MWé, 20 du palier 1 300* de 1 300 MWé et 4 du palier N4* de 1 450 MWé) dédiées aux seuls combustibles UOX* en gestion allongée avec un taux de combustion d'environ 42 000 MWj/t.

* Terme défini dans le glossaire

2. La deuxième phase : le remplacement progressif par les réacteurs EPR*

Cette phase correspond au déploiement progressif du réacteur de type évolutionnaire de la filière dite REP-2000, qui sera très vraisemblablement constituée de réacteurs EPR* (European Pressurized Reactor), en remplacement de la totalité ou partie des réacteurs actuels qui s'étendra sur une période allant de 2015 à 2050, puis au fonctionnement de ce nouveau parc jusque vers 2070 lorsque les premiers réacteurs EPR* commenceront à arriver en fin de vie technique. Trois étapes successives sont prévues par EDF.

Dans la première étape dite d'optimisation, les réacteurs EPR* remplacent les 6 réacteurs du palier CP0* à partir de 2017 et ne sont chargés qu'en combustible UOX* standard, le plutonium continuant d'être monorecyclé dans les réacteurs des paliers CP1* et CP2*.

La deuxième étape s'étend de 2020 à 2035. Durant cette période, les 28 réacteurs des paliers CP1* et CP2* arrivent en fin de vie selon une hypothèse de durée de vie de 40 ans. EDF envisage alors un moxage progressif en « transparence » à 15 % dans une partie des réacteurs EPR* au fur et à mesure que seront arrêtés les 28 réacteurs du palier CP1* et CP2* ; en 2025 la totalité des 14 tranches EPR* sont moxées. A partir de cette date, deux nouveaux réacteurs EPR* sont construits et moxés à 50 % jusqu'en 2035, date à laquelle les réacteurs du palier 1 300* commencent à atteindre leur fin de vie selon une hypothèse de durée de vie de 50 ans.

Durant la troisième étape, de nouveaux réacteurs EPR* sont construits pour remplacer les réacteurs du palier 1 300 MWé à partir de 2035 puis ceux du palier N4* ; ces constructions s'étendent jusque vers 2050, date à laquelle les 400 TWh du parc seront produits en totalité par 35 tranches EPR* de puissance de 1 750 MWé. Dans sa projection, EDF se limite à un moxage moyen de 15 %. Le nombre de tranches à moxer dans ces conditions est de 19 si l'on se limite à assurer l'équilibre production-consommation ; on peut alors résorber une partie du stock des combustibles UOX* non retraités constitué par 13 300 tonnes en 2035 en moxant la totalité des 35 réacteurs EPR* du parc au taux de 15 %. A partir de ces possibilités, EDF a examiné trois scénarios possibles :

* Terme défini dans le glossaire

- si on arrête tout retraitement après 2015, la production de combustibles usés UOX* et MOX* jusqu'en 2070 serait de 63 000 tonnes,
- si on retraite à raison de 850 tonnes/an (capacité actuelle de l'usine UP2 800*), la production de combustibles usés jusqu'en 2070 serait de 12 000 tonnes se répartissant en 4 500 tonnes de combustibles UOX* et 7 500 tonnes de combustibles MOX*,
- si on retraite à raison de 980 tonnes/an à partir de 2040, la production de combustibles usés jusqu'en 2070 serait de 8 000 tonnes mais uniquement sous forme de combustibles MOX*.

Dans les deux derniers scénarios, les capacités actuelles d'entreposage des piscines de La Hague sont suffisantes ; en revanche, de nouvelles capacités seraient à construire si l'on retient le premier scénario, c'est-à-dire l'arrêt du retraitement après 2015.

3. La troisième phase : l'après EPR*

Les contours de la troisième phase, celle de l'après EPR* en 2070, ne sont pas actuellement définis avec précision par EDF, compte tenu des incertitudes sur ce que sera le paysage énergétique à une telle échéance. Selon EDF, on disposerait alors en 2075 de 600 tonnes environ de plutonium séquestré à l'intérieur des stocks de combustibles usés UOX* et MOX*, qui pourrait être séparé au fur et à mesure des besoins d'une filière à neutrons rapides qui se développerait pour répondre à un problème de ressource en uranium. Une autre hypothèse avancée par EDF est celle du stockage direct, partiel ou non, de ces combustibles usés en couche géologique profonde.

3.1.2 L'approche des autres industriels : COGEMA et FRAMATOME

Durant la même audition du 6 janvier, les industriels du nucléaire, COGEMA et FRAMATOME, ont exposé respectivement les diverses options envisageables et les potentialités des réacteurs REP* pour le recyclage du plutonium. Ces deux exposés ne prétendent pas structurer une quelconque stratégie de l'aval du cycle, qui est plus du ressort du producteur d'électricité ; ils apportent en revanche des éléments

* Terme défini dans le glossaire

d'information sur les options techniques envisageables et sur l'état de l'art industriel correspondant.

Jusqu'en 2020, qui correspond au parc actuel, COGEMA dispose des capacités de retraitement, d'entreposage et de fabrication des assemblages MOX* nécessaires. Elle souligne que l'usine de retraitement de La Hague permettrait d'aller au-delà de la limite de 850 tonnes par an fixée par EDF, en utilisant des capacités supplémentaires de l'usine UP3*. Elle souligne également que La Hague est capable de retraiter des combustibles usés MOX*, ouvrant ainsi la voie à un deuxième recyclage. D'une manière générale, les technologies de base du cycle et la nature flexible des installations existantes sont disponibles pour une mise en œuvre industrielle de nouvelles options de recyclage, telle que le MIX*. En revanche, si COGEMA a acquis tout le savoir-faire industriel pour une stratégie de recyclage du plutonium, elle ne possède qu'une expérience limitée dans le domaine du conditionnement des combustibles usés qui seraient placés dans un entreposage prolongé et/ou un stockage profond ; elle dispose à cet égard du concept Multi-Purpose-Canister VECTRA* mis en œuvre aux Etats-Unis. Des délais de l'ordre de plusieurs décennies seraient nécessaires pour disposer, selon elle, des outils validés en vue du conditionnement direct de combustibles usés.

En se référant au plan stratégique général, COGEMA indique qu'elle peut également répondre économiquement à une demande par la mise en place du retraitement simplifié dans des usines futures de retraitement, ceci dans l'hypothèse d'une acceptation de quantités significatives de plutonium dans les stockages profonds.

COGEMA est également prête à procéder au conditionnement éventuel de plutonium soit dans les verres avec les produits de fission, soit en conditionnement spécifique ; elle considère que la technologie est disponible et que quelques années de recherche et développement seraient nécessaires pour le conditionnement du plutonium.

FRAMATOME a indiqué à la Commission toutes les potentialités qu'ont les réacteurs actuels et le futur réacteur EPR* dans le domaine du recyclage du plutonium, potentialités qui sont souvent très au-delà de celles prises en compte dans la stratégie prudente projetée par EDF jusqu'en 2070 (Cf. § 3.1.1). Le recyclage dans des réacteurs REP*, modifiés à cet effet au regard de la sûreté (par exemple ceux des paliers CP1* et CP2*), est possible dès lors que la concentration en

* Terme défini dans le glossaire

plutonium n'excède pas 11 % environ, ce qui, avec les taux élevés de combustion actuels, limite à deux environ le nombre de recyclages. Le taux de recyclage du combustible MOX* est limité au plan pratique à 40 % dans les réacteurs 900 MWé et à 20 % dans ceux de 1 300 MWé. En revanche, il est nettement plus élevé dans l'EPR* avec 50 % en nominal ; 100 % serait possible moyennant des modifications mineures. S'agissant enfin d'autres options de recyclage, FRAMATOME a indiqué à la Commission l'impact industriel et commercial qu'aurait l'introduction du combustible MIX* dans le parc industriel ; cela nécessiterait la construction d'une nouvelle usine de type MELOX* d'une capacité annuelle de 900 tonnes en l'absence très probable d'un marché à l'exportation.

3.1.3 Les réflexions de la Commission

Dans ce rapport, les réflexions de la Commission sont alimentées à partir de la vision des acteurs industriels qui reste globalement la même mais est assortie cette année de données beaucoup plus détaillées qu'auparavant ; elles visent la cohérence du programme des recherches avec les objectifs de la loi de 1991 et avec la stratégie présentée par les industriels.

La Commission note d'abord que l'objectif actuel et futur de EDF d'augmenter continûment les taux de combustion des combustibles UOX* et MOX* va dans le sens bénéfique d'une limitation des quantités de plutonium présent au déchargement ainsi que d'une réduction de la quantité globale de combustibles déchargés. La Commission note par ailleurs, qu'aussi bien EDF que FRAMATOME ne retiennent aucun autre mode de recyclage du plutonium que celui pratiqué aujourd'hui, qu'il s'agisse du MIX* ou du RMA* qui sont décrits au § 6.1.2 de ce rapport, et ce pour des raisons économiques ou commerciales. Néanmoins, elle rappelle à cet égard que sur la période de 70 ans considérée dans la présentation d'EDF, l'adoption du multirecyclage du plutonium dans des combustibles de type MIX*, ou autres (voir § 6.1.2), aurait pour effet de réduire fortement les quantités de combustibles usés non retraités (en principe la totalité du plutonium du parc est recyclé) et que l'inventaire en plutonium dans les réacteurs et dans le cycle se stabiliserait autour de 200 tonnes selon la source CEA, citée dans le rapport n°3, à comparer aux 600 tonnes annoncées par EDF en 2070.

* Terme défini dans le glossaire

La stratégie présentée par EDF jusqu'en 2070 fondée sur le réacteur EPR*, le monorecyclage d'une partie du plutonium, la limitation des tonnages retraités à environ 850 tonnes par an, n'inclut à ce stade aucune référence à des applications découlant de l'axe 1. La Commission considère cependant que le schéma de EDF est flexible et qu'il est susceptible d'évoluer, du moins en ce qui concerne la partie aval du cycle. En effet, cette partie de la stratégie n'implique aucun investissement industriel lourd durant la période d'activité des usines UP2-800* et MELOX*, c'est-à-dire jusqu'à environ 2030.

Il serait donc possible, en principe, d'introduire progressivement et dès cette époque, c'est-à-dire à l'occasion du renouvellement des installations actuelles de la fin du cycle, des modes différents de recyclage du plutonium, comme celles discutées au § 6.1.2, voire des options nouvelles qui résulteraient de recherches menées dans le cadre de l'axe 1. Ces options pourraient porter par exemple sur la nature du combustible et sur de nouveaux procédés de retraitement associés à ces nouveaux combustibles. On peut citer des combustibles permettant de recycler non seulement le plutonium mais également des actinides mineurs ou utilisant des nouveaux supports comme le thorium, cité par FRAMATOME au cours d'une audition. Ce passage à des options plus innovantes pourrait être accentué après 2070, lorsque le problème du remplacement des EPR* eux-mêmes ainsi que celui de l'éventualité d'une raréfaction des ressources en uranium, se poseront.

3.2 L'EVALUATION DU DOCUMENT "STRATEGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES"

Le document présenté à la Commission le 9 mars 1999 a pour titre " Stratégie et programmes des recherches au titre de la loi du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue - 1999/2006". Il résulte de la refonte des deux documents qui présentaient séparément, depuis 1996, d'une part, la stratégie d'ensemble des recherches et, d'autre part, les descriptions détaillées des programmes de recherche dans chacune des trois voies inscrites dans la loi. Le texte unique qui en résulte montre mieux la cohérence des travaux conduits par les acteurs de la loi que ne le faisaient les documents séparés, ainsi que leur pertinence, et constitue maintenant le cadre de référence de la recherche en matière d'exécution de la loi. Il sert d'outil de dialogue avec la Commission.

* Terme défini dans le glossaire

Ce document a été préparé par les acteurs de la loi sous l'égide du Ministère de l'Education Nationale de la Recherche et de la Technologie (MENRT*), dans le but de coordonner les recherches relevant de la loi.

Ce document a été présenté et diffusé. Par ailleurs, il sera actualisé annuellement et sera accompagné, comme c'est le cas cette année, d'une note de commentaires précisant les acquis de l'année en cours et les adaptations à venir pour mettre en œuvre la stratégie.

3.2.1 Les réflexions de la Commission

La Commission considère que ce document qui a bénéficié des réflexions des trois dernières années de tous les acteurs et des recommandations de la Commission présente un point de vue affiné sur la pertinence des programmes de recherche et constitue une nette amélioration du système mis en place par les Pouvoirs Publics pour mesurer les acquis, l'état d'avancement et les manques éventuels de la recherche vis-à-vis de la loi. Dans son analyse, la Commission examine la pertinence des recherches par rapport aux objectifs de la loi de 1991 et sa cohérence avec la stratégie des industriels.

Dans cet esprit, la Commission attire l'attention sur quelques points particuliers suivants :

- 1) le problème des entreposages de longue durée : EDF considère dans sa stratégie industrielle un entreposage de ses combustibles usés pour une durée de 30 ans en piscine, suivi d'un entreposage à sec d'une durée de 50 ans éventuellement renouvelable, si les combustibles MOX* et UOX* sont encore manipulables. Le CEA étudie de son côté l'entreposage de très longue durée pouvant aller jusqu'à 300 ans par périodes reproductibles. Les études du CEA portent sur tous les colis de déchets B et C, mais aussi sur les combustibles usés. Le raccordement entre ces deux perspectives montre une divergence sur les déchets à entreposer ainsi que sur la durée et les modes successifs d'entreposage. La nature des déchets concernés, les durées et les séquences d'entreposage méritent d'être clairement explicitées : les deux démarches sont-elles complémentaires ? Sont-elles coordonnées ? S'il s'agissait en 2006 de décider d'un "stock stratégique" de combustibles usés, celui-ci se ferait-il selon la démarche retenue par le CEA ou celle de EDF et qui en serait l'exploitant ? Si

* Terme défini dans le glossaire

le gouvernement décidait, en 2006, la construction d'un entreposage de longue durée précédant le stockage géologique, qui en serait l'exploitant, sur la base de quelle durée ?

- 2) le problème de la reprise des déchets anciens relevant de la loi et actuellement entreposés en vrac : le choix du procédé de conditionnement relève de la stratégie industrielle. A cet égard, COGEMA a arrêté les solutions de référence que sont la cimentation et le bitumage selon des procédés qualifiés ; le CEA a également annoncé les options retenues dans la future installation CEDRA* de Cadarache ; mais les actions physiques de reprise ne sont pas encore décidées. Par ailleurs, le CEA développe des recherches innovantes sur de nouveaux procédés performants de conditionnement qui pourraient, s'ils étaient qualifiés en temps voulu, s'appliquer à ces déchets, car la reprise effective des déchets en vrac n'est ni évidente, ni immédiate. Il convient donc que la qualification des procédés, issus des recherches du CEA et qui pourraient être utilisés pour les déchets anciens, se fasse selon un calendrier précis et soit accompagnée d'une analyse technico-économique. Ces procédés doivent être qualifiés et donner lieu à des gains de sûreté significatifs et éventuellement économiques. Dans ces conditions, COGEMA n'exclut pas leur utilisation.

- 3) le problème qualifié de « calcinats*/verres » : Dans son rapport n° 4 la Commission a soulevé ce problème dans le cadre de la cohérence d'une mise en œuvre des recherches de l'axe 1 et a constaté qu'il manquait une étape de réflexion pour une future gestion des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue. Leur devenir devrait être déterminé avant l'étape de la fabrication de colis de déchets vitrifiés que la Commission a considérée comme irréversible, compte tenu des informations recueillies à l'époque. En effet, une stratégie globale doit comprendre un examen des voies alternatives lors du passage de la phase liquide à la phase solide dans les procédés de conditionnement des solutions de produits de fission. Si l'option se limitant au "calcinat" est considérée avec circonspection par les industriels, des conclusions claires sur la reprise des verres, qui appellent des recherches recommandées par la Commission dans son rapport sur la réversibilité, doivent être fournies. Aujourd'hui, la position des acteurs de la loi est que la reprise des verres ne poserait pas de difficultés insurmontables. Cette position n'est

* Terme défini dans le glossaire

toutefois pas argumentée. La Commission considère que l'on ne peut pas bloquer la recherche pour les deux options envisageables, d'une part, celle qui aboutirait à une solution d'attente par la calcination des solutions de produits de fission ou la fabrication de tout autre composé de reprise facile et, d'autre part, les recherches sur la reprise des verres. Ces recherches entrent, du point de vue de la Commission, dans le cadre des ouvertures techniques que doit offrir la loi et dans le respect des principes qui la sous-tendent vis à vis des générations futures. La réorientation des recherches en pyrochimie, actuellement limitée au retraitement des cibles, est évidemment concernée.

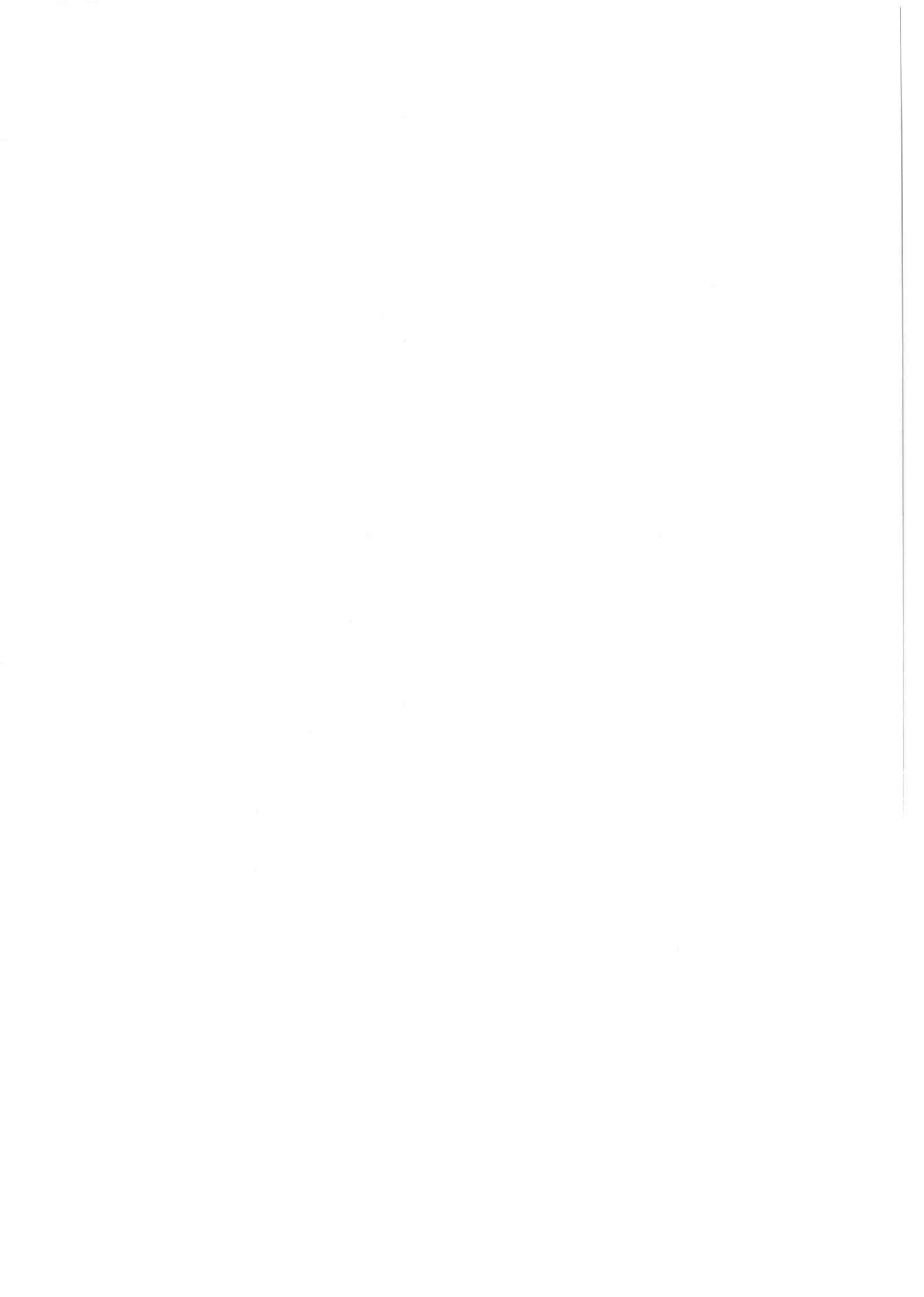
Par ailleurs, la Commission porte une appréciation différente de celles des acteurs de la loi sur certains sujets abordés lors de l'audition du 9 mars 1999. Ceux-ci concernent notamment les aspects énumérés ci-dessous :

- 1) Le rôle de l'inventaire des déchets relevant de la loi dans la conduite des recherches en laboratoire souterrain : la Commission pense que la connaissance des caractéristiques des colis à déposer en entreposage ou en stockage (dimensions, masse, thermicité, nature des radionucléides) ainsi que leur volume total est une condition nécessaire à la fois pour que les expériences qui seront conduites dans les laboratoires souterrains soient représentatives, et donc significatives, et pour les études de conception et de faisabilité.
- 2) La question des risques sanitaires liés à la gestion des déchets radioactifs relevant de la loi : certes l'aspect sanitaire passe obligatoirement par la réglementation mais la Commission se doit d'attirer l'attention des Pouvoirs Publics sur ce problème, car il faut, que d'une façon ou d'une autre les recherches progressent pour conforter les options retenues dans ce domaine du stockage géologique. Les recherches les plus récentes présentées à la Commission montrent que la connaissance scientifique est encore en évolution substantielle et que certaines positions devront être revues et complétées. Par ailleurs, le respect du principe de précaution dans la gestion des déchets relevant de la loi, réaffirmé par le Gouvernement dans les conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998, est fondé sur l'analyse du risque. La relation entre les doses de nature radiologique et chimique et le risque, pour des expositions mettant en jeu de nombreuses générations, doit donc être au cœur des réflexions. La Commission explicite ses réflexions dans l'annexe n° 7.

- 3) Le rôle des recherches conduites à l'IPSN* et relevant de la loi : l'IPSN* conduit des recherches de haut niveau dont l'objectif est l'acquisition du potentiel d'expertise pour un soutien à la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires et non la participation à l'élaboration de solutions à mettre en œuvre pour le stockage profond. Dès lors que ces recherches sont conduites avec des partenaires qui ne peuvent pas être des acteurs de la loi, le dialogue technique entre les spécialistes de l'IPSN* et les spécialistes des acteurs de la loi est impossible. Le fait qu'il ne puisse y avoir que d'éventuels "contacts", tolérés, entre ces spécialistes n'est pas une position suffisamment clairement définie. Les liaisons entre l'IPSN* et les acteurs de la loi doivent être précisées. La Commission pense, tout au moins, que certains résultats acquis par l'IPSN* doivent bénéficier à la communauté scientifique tout entière.
- 4) La Commission souhaite que, dans la nouvelle édition du document programme, un développement soit consacré à la réversibilité des stockages, en particulier la mise au point des phases de démonstration, retenues par les conclusions gouvernementales du 8 décembre 1998.

En conclusion, l'adéquation générale des recherches aux objectifs de la loi de 1991 et leur cohérence avec la stratégie des industriels ont été confirmées lors des présentations faites le 6 janvier 1999. D'un côté, EDF a présenté trois phases successives de gestion de son parc de réacteurs au cours du siècle à venir, tout en insistant sur l'évidente nécessité pour un industriel de conserver une grande flexibilité pour s'adapter aux évolutions techniques, économiques et réglementaires. COGEMA et FRAMATOME ont fait état de la faisabilité et de la disponibilité des diverses technologies correspondantes. D'un autre côté, les acteurs de la recherche, sous l'égide du Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie (MENRT*), ont présenté, pour la première fois dans un document commun, la stratégie et le programme des recherches, ce qui constitue, aux yeux de la Commission, une avancée importante. La Commission considère également que la recherche doit pouvoir offrir, le moment venu, une assez large palette de solutions techniques, qui ne restreignent pas les futurs choix industriels.

* Terme défini dans le glossaire



CHAPITRE 4 : L'INVENTAIRE DES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DE 1991

Dans son rapport n° 4, la Commission avait observé que l'inventaire et les prévisions de 1998 n'étaient pas satisfaisants : en particulier les valeurs prévues pour 2020 ne semblaient pas cohérentes avec les prévisions faites en 1996, ni avec ce qu'on pouvait connaître de la situation existante. Les conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998 permettent à présent de remédier à cette situation, grâce à la mission confiée au Président de l'ANDRA de proposer une méthode fiable de comptage, qui soit la base de l'inventaire de l'existant. A partir de ce dernier, il sera alors possible de développer ensuite des prévisions pour les périodes 2000-2020 et 2020-2070 qui correspondent aux étapes principales distinguées, tant par EDF pour le remplacement de son parc, que par l'ANDRA pour le début et la fin de l'exploitation du premier stockage. Suite aux interventions de la Commission, les producteurs ont précisé cet inventaire ; la Commission y a contribué par les auditions et les discussions.

Le manque de cohérence relevé par la Commission dans son rapport n° 4 provient en effet de deux causes principales. En premier lieu, l'obligation faite aux producteurs de déchets de fournir des prévisions pour 2020 et 2070 ne comprenait pas un inventaire de l'existant. En second lieu, pour effectuer ces prévisions, les divers producteurs ont adopté des attitudes assez différentes sur les déchets non conditionnés, qui représentent environ la moitié des déchets B : certains se sont limités aux pratiques existantes ou aux procédés nouveaux dont la démonstration industrielle est déjà faite ; d'autres ont fait intervenir le résultat potentiel de recherches en cours pour en limiter le volume par un mode de conditionnement approprié, ou en déclasser une partie en déchets de catégorie A recevables en stockage de surface ; la compatibilité de ces colis avec les normes du stockage en surface, et en particulier avec la capacité radiologique du site, reste à démontrer.

Enfin, les déchets issus du démantèlement des installations anciennes dans les périodes 2000-2020 et 2020-2070 semblent avoir été pris en compte de façon insuffisante dans l'inventaire 1998. Il en est de même pour le problème des déchets secondaires, créés par le reconditionnement de déchets anciens. L'un et l'autre risquent de produire des volumes importants de déchets B, qui augmenteront un inventaire déjà chargé, et de déchets A qui pourraient occuper une part volumique notable du seul centre de stockage de surface actuellement disponible dans l'Aube, ou de sa capacité radiologique.

4.1 LE BESOIN ET LA DEMARCHE D'INVENTAIRE

Un des points importants souligné par la Commission concernait les divers aspects des inventaires des déchets français existants ou à venir relevant de la loi de 1991, en particulier les données d'inventaires et les prévisions de production de déchets qui avaient été portées à la connaissance de la Commission par l'ANDRA en 1996 et en 1998 sur la base des déclarations des producteurs. Les recommandations formulées par la Commission visaient en particulier les colis existants et les déchets non encore conditionnés, actuellement en entreposage, ainsi que les prévisions des nombres et des caractéristiques des colis aux échéances de 2020 et de 2070. Ces prévisions étaient établies selon divers scénarios de production et de gestion des combustibles usés et diverses hypothèses d'assainissement et de démantèlement d'installations ; elles prenaient également en compte les options de conditionnement retenues ou envisagées par les producteurs de déchets. L'objectif global de ces recommandations était d'avoir une meilleure visibilité sur les déchets et les colis destinés au stockage profond à partir de l'inventaire de l'existant.

La Commission a explicité dans son dernier rapport les considérations et les causes de la complexité de l'établissement de tels inventaires et ses conséquences. En effet, il faut distinguer conjointement l'inventaire physique des déchets à un instant donné (colis, objets considérés à cet instant comme déchets, déchets en vrac dans des installations d'entreposage d'exploitation) et les modèles d'inventaires qui sont des inventaires prévisibles mais virtuels, permettant de progresser dans l'élaboration des concepts d'un avant-projet de stockage pour 2006. Pour cela il est nécessaire de comptabiliser les colis de déchets à des échéances plus lointaines et, dans l'hypothèse de l'arrêt du retraitement, de prévoir le devenir des déchets à entreposer et à stocker. Enfin, ces inventaires devront aussi contribuer à l'élaboration des concepts et au dimensionnement d'un éventuel entreposage de longue durée. En conséquence, tout objet susceptible d'être entreposé ou stocké doit être pris en compte sur la base d'hypothèses réalistes et argumentées, et non uniquement sur la base d'affichages volontaristes d'objectifs.

Pour l'existant, l'inventaire physique limité au nombre des colis de déchets ou des combustibles usés en entreposage relève du comptage et ne devrait pas poser de problème. L'expérience a montré que cet inventaire est beaucoup plus difficile à établir que prévu, comme on le verra par la suite. Certes, les caractéristiques radiologiques, radiochimiques, chimiques ainsi que les autres propriétés des colis et objets existants sont convenablement estimés pour la plupart ; d'après le calendrier de l'ANDRA, les dossiers de connaissances sont réalisés. Toutefois la destination finale de certains déchets et leur distinction entre déchets A acceptables en stockage de surface et déchets B non acceptables ne sont pas encore toutes définies. En particulier pour les déchets non conditionnés actuellement entreposés en vrac,

les volumes et certaines caractéristiques sont difficiles à estimer ; le choix du type de conditionnement est encore en discussion, bien que des options de référence aient été proposées pour la plupart.

Un modèle d'inventaire à une échéance donnée du futur est fondé sur le regroupement de différents colis possédant des caractéristiques communes représentés par des colis-type. Il recense les colis existants et les colis qui seront ou pourraient être produits d'ici la date envisagée. Il est donc fondé sur des hypothèses de production et de conditionnement. Sa crédibilité repose sur un facteur raisonnable de concrétisation des objectifs visés ; ainsi, sans parler des scénarios industriels sur les options majeures (retraitement), il est nécessaire d'évaluer les chances d'aboutissement des recherches de nouvelles matrices et de procédés, ainsi que leur qualification et leur agrément. On s'aperçoit alors qu'un modèle d'inventaire comporte un aspect spéculatif. Cet étape d'agrégation et de simplification est cependant essentielle car elle permet de définir les options pour un concept de stockage afin de servir de base à la définition des expérimentations et aux études de faisabilité du stockage. Ceci est particulièrement important pour le génie minier, l'évaluation de l'emprise des stockages et l'estimation de leur impact éventuel sur l'environnement.

Ainsi, par itérations successives incluant l'état d'avancement des connaissances sur les colis actuels et futurs et la mise à jour des dossiers de connaissances, l'ANDRA aboutira en 2006 à un avant-projet de stockage. Ces itérations se déroulent et se dérouleront dans un cadre contractuel entre l'ANDRA et les producteurs de déchets, jalonné par l'émission de la part de l'ANDRA de spécifications des colis et l'attribution des agréments de colis pour le stockage selon plusieurs niveaux. Ce programme, exposé dans le rapport n° 4 de la Commission, est en cours d'exécution selon le calendrier établi.

Le modèle d'inventaire dressé en 1996 était le premier modèle d'inventaire, dit modèle d'inventaire initial. Il était associé aux spécifications et aux agréments de niveau 1 et il a permis d'élaborer les options initiales de conception de stockage pour les trois sites pour lesquels des DAIE* avaient été instruites. Le modèle établi en 1998 constitue le modèle d'inventaire initial révisé. Il a rendu possible l'établissement des options préliminaires de conception de stockage. Son évolution se poursuit jusqu'en 1999 pour laisser la place à un modèle d'inventaire préliminaire auquel sera associé un avant-projet préliminaire de stockage ; le modèle d'inventaire préliminaire sera lui-même remplacé en 2002 par le modèle d'inventaire de dimensionnement associé à un avant-projet de stockage. Ces itérations entre les modèles d'inventaire et les concepts de stockage sont progressives ; chaque phase

* Terme défini dans le glossaire

comporte des mises à jour périodiques et des étapes successives de spécifications et d'agrément des colis.

Selon l'ANDRA, les spécifications de niveau 1 ont été transmises aux producteurs en 1998. Elles sont applicables aux colis existants ou en cours de production et définissent les exigences de l'ANDRA en matière de connaissance des caractéristiques techniques des colis et de démonstration de la maîtrise de la qualité lors de leur production. Les agréments de niveau 1 pour l'acceptation de ces colis dans l'inventaire de dimensionnement seront instruits et prononcés sur cette base à partir de 1999. Les exigences de performances des colis pour les phases d'exploitation et de post-fermeture d'un stockage seront exprimées dans les spécifications de niveau 2 dont la première version est programmée en 2001 et les agréments de niveau 2 pour leur acceptation en stockage seront prononcés sur la base de ces spécifications à partir de 2002. Elles ne concernent pas les combustibles usés pouvant relever d'un entreposage qui devraient faire l'objet d'une démarche analogue dans le futur.

4.2 LES INVENTAIRES ANDRA DE 1998 ET LEURS MISES A JOUR

Lors de l'audition du 8 décembre 1998, les producteurs ont apporté les clarifications essentielles aux interrogations de la Commission concernant divers aspects des inventaires physiques des déchets existants. L'ANDRA a exposé les hypothèses de base du modèle d'inventaire initial, puis de sa version révisée ; ces deux documents ont été édités respectivement en 1996 et en 1998. Cette audition a aussi permis de préciser l'évolution escomptée de ces inventaires.

4.2.1 L'inventaire physique de l'existant

L'ANDRA publie chaque année un inventaire national qui couvre et localise tous les déchets radioactifs y compris ceux provenant des secteurs médicaux et industriels.

En ce qui concerne l'inventaire physique des déchets relevant de la loi de 1991 et des données transmises par les producteurs à ce sujet, on se reportera au § 4.3. A cette fin, le Président de l'ANDRA a reçu mission du Gouvernement de proposer toute réforme visant une méthode plus fiable de comptage.

4.2.2 Le modèle d'inventaire initial révisé

Le recensement des types de colis de déchets produits ou à produire fait apparaître actuellement une trentaine de familles. Pour établir le modèle d'inventaire initial révisé de 1998, l'ANDRA a regroupé l'ensemble des colis en sept catégories de colis types : quatre pour les déchets B et trois pour les déchets C. Chaque catégorie regroupe un nombre de colis caractérisés par leur volume, leurs propriétés mécaniques et thermiques, leur contenu radiologique et chimique ainsi que leur « terme source ». Comme défini plus haut, elle est représentée par un colis-type. Pour définir les caractéristiques de chaque colis-type et pour en estimer le nombre et leur volume, l'ANDRA s'appuie sur plusieurs scénarios. Dans sa démarche, elle prend en compte des marges pour les analyses de sûreté et pour les évolutions prévisibles des données de base. On s'achemine probablement dans le prochain modèle d'inventaire vers une dizaine de colis-types.

Pour les besoins des études, l'objectif visé par les modèles d'inventaires est de limiter le nombre des colis par la définition de colis-type afin d'élaborer progressivement un concept de stockage.

L'ANDRA a présenté les hypothèses retenues, notamment celles du conditionnement des déchets B ainsi que les scénarios soutenant les prévisions exposées dans la version 1998 ; elle a par ailleurs identifié l'origine des écarts notés par la Commission dans les versions de 1996 et de 1998 concernant les nombres de colis susceptibles d'aller au stockage. Les dernières prévisions pour l'année 2000 proche de l'inventaire existant et celles pour les échéances de 2020 et de 2070 (cf. tableau 4.1 et 4.2) doivent évidemment être assorties des hypothèses retenues, en particulier tous ces chiffres reposent sur deux types d'hypothèses : la réduction de volume et le déclassement des déchets de la catégorie B en catégorie A, qui n'est pas encore assuré. Les volumes existants et déclarés par les producteurs en date du 31.12.1997 pour les déchets B sont de 34 354 m³ (conditionnés) et 26 632 m³ (en vrac) ; ces valeurs apparaissent dans le rapport d'activité du CEA de l'axe 3 pour 1998 (page 189) et ne prennent pas en compte les deux hypothèses précédentes ni le volume final après conditionnement ; c'est pourquoi ces valeurs ne sont pas reportées dans les tableaux 4.1 et 4.2. En particulier pour des comparaisons ultérieures, elles n'ont de valeur que si on se réfère aux mêmes hypothèses. Les échéances de 2020 et 2070 correspondent à l'ouverture et à la fermeture d'un stockage selon les hypothèses de travail fixées par l'ANDRA.

4.2.3 Les dossiers de connaissances

C'est à partir des dossiers de connaissances que l'ANDRA effectue le travail de regroupement en colis-type et affecte à chacun d'eux les propriétés à considérer pour le stockage. Actuellement, vingt cinq dossiers sur les trente sept attendus ont été transmis à l'ANDRA. Ils renferment l'ensemble des données acquises sur leurs caractéristiques initiales, sur leur fabrication et, pour certain d'entre eux, sur les données du retour d'expérience. Ils font aussi apparaître les données manquantes, en cours d'acquisition ou à acquérir, ainsi que les prévisions de production. Les dossiers de connaissance sont mis à jour périodiquement et éventuellement complétés par les producteurs à la demande de l'ANDRA, dans le cadre du dialogue qui a été ouvert au sein du groupe de travail ANDRA-Producteurs (groupe GT1*). Les demandes de l'ANDRA sont orientées par les analyses effectuées lors d'exercices basés sur une première sélection de radionucléides importants pour la sûreté et par les études de sensibilité poursuivies lors des analyses de performance associées aux options préliminaires de concepts de stockage. Les dossiers de connaissance sur les colis de bitumes, les combustibles REP* (UOX*, MOX*, URE*) et les colis de 500 litres du CEA ont été présentés à la Commission à titre d'exemple. La Commission attire l'attention des producteurs sur l'importance, d'une part, de la transcription des évolutions et de l'historique des procédés de fabrication et, d'autre part, des précisions sur les dates de référence des activités des radionucléides présents.

4.2.4 Les prévisions de l'activité et des quantités d'éléments chimiques toxiques associés au modèle d'inventaire initial

L'ANDRA a affecté à chaque colis-type un spectre de composition isotopique déduit de la valeur moyenne de la composition isotopique des déchets. Elle a ainsi calculé l'activité et les masses des radionucléides importants pour la sûreté à l'horizon 2070 lors de la fermeture du stockage. C'est ainsi que les activités globales en émetteurs alpha et bêta gamma ont été calculées, mais il s'agit en fait des activités cumulées estimées au moment de la fabrication des colis sans tenir compte de la décroissance radioactive. Selon l'ANDRA, les corrections pourront être faites en temps utile. Un exercice identique a été réalisé pour les éléments chimiques toxiques relevant de la réglementation actuelle des ICPE* et des normes des eaux de boisson. Les masses ainsi comptabilisées comprennent la composition des déchets et des emballages, voire

* Terme défini dans le glossaire

celle des barrières ouvragées. Il ne s'agit pas encore d'une sélection des éléments chimiques et radioactifs destinés à établir l'impact sanitaire.

4.3 LES DONNEES DES PRODUCTEURS

4.3.1 Les déchets produits par COGEMA, EDF et le CEA

Les producteurs de déchets ont fourni les quantités de colis et de déchets ainsi que d'objets en entreposage, par exemple les combustibles usés sans emploi au CEA, avec leurs principales caractéristiques. Cela conduit à un état de l'existant qui n'est probablement pas exhaustif mais suffisamment approché sur le plan volumique. Mais ils ont surtout insisté sur les prévisions de production ; la tendance est la réduction de volume pour les déchets B et la normalisation des conteneurs des colis.

Ainsi, à COGEMA, l'état des lieux est aisé pour les déchets B et C issus des usines UP3* et UP2 800* et COGEMA prévoit à partir de l'an 2000 la fabrication de deux colis en Conteneur Standard de Déchets (CSD*) pour les déchets issus du retraitement : l'un, déjà existant, pour les produits de fission et les actinides incorporés dans le verre (CSD-V*) et l'autre pour les coques et embouts et déchets technologiques compactés (CSD-C*). EDF envisage également de compacter ses déchets activés ce qui conduit à une prévision de diminution spectaculaire du volume des déchets B par rapport au volume estimé sur la base d'une cimentation, procédé retenu initialement. Il reste que la reprise des déchets anciens, principalement de Marcoule, de La Hague et de Cadarache, générera probablement d'ici 2020 une grande quantité de colis de bitume et de ciment. Comme la Commission l'a déjà souligné dans ses précédents rapports, ce sont les déchets anciens non conditionnés actuellement qui mettent en évidence le poids du passé.

La situation au CEA est plus complexe en raison de la diversité des activités de ses établissements. Le classement définitif en déchets A ou B reste à faire pour un certain nombre d'entre eux. La diminution de volume pour le futur est fondée sur des hypothèses d'optimisation des opérations de tri, de décontamination en émetteurs alpha ainsi que de compactage et de conteneurage en CHI* ; ces opérations seront réalisées lors de la mise en service des futures installations CEDRA* et AGATE* qui sont programmées vers 2005. Par ailleurs, l'hypothèse du retraitement des combustibles usés actuels et futurs du CEA est toujours retenue.

* Terme défini dans le glossaire

4.3.2 Les déchets de la propulsion navale

Actuellement les combustibles usés des bâtiments à propulsion nucléaire sont entreposés dans CASCAD* jusqu'en 2030. Il s'agit de combustibles métalliques pour lesquels la faisabilité de retraitement n'est pas acquise. Les décisions à prendre concernent également le retraitement, l'entreposage ou le stockage des combustibles de deuxième génération qui n'apparaîtront pas avant 2010. Les tonnages en jeu sont faibles au regard de ceux du cycle électronucléaire, mais ces combustibles possèdent des caractéristiques spécifiques notamment le taux d'enrichissement.

4.4 L'EVALUATION ET LES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION

4.4.1 L'évaluation

La Commission prend acte des efforts importants de l'ANDRA et des producteurs de déchets pour clarifier les aspects complexes liés aux inventaires. Elle estime disposer des éléments nécessaires à la compréhension des chiffres donnés par les producteurs, concernant l'état des lieux. A partir de ces éléments, il sera possible d'établir une méthode fiable de constitution des inventaires.

L'état actuel des colis et des déchets en entreposage, des combustibles sans emploi et des combustibles usés est connu avec une bonne précision. La seule incertitude concerne le volume exact de déchets B destinés au stockage profond.

Pour ce qui concerne les prévisions nécessaires aux études, la démarche d'établissement du modèle d'inventaire initial réparti en colis types est pertinente. La Commission pense qu'elle peut être appliquée pour l'établissement des inventaires successifs selon le calendrier de l'ANDRA.

Le modèle d'inventaire est un outil qui a été utilisé pour les études de concepts préliminaires de stockage car il fournit les ordres de grandeurs des caractéristiques essentielles pour le dimensionnement du stockage. Ce travail est très préliminaire ; plusieurs points sont encore à améliorer, comme le reconnaissent l'ANDRA et les producteurs, avant d'accéder au modèle d'inventaire préliminaire, nécessaire pour l'établissement de l'avant-projet de stockage.

* Terme défini dans le glossaire

Bien que de nombreuses données qui figurent dans le modèle d'inventaire établi en 1998 soient à peu près stabilisées, beaucoup de confirmations sont encore à venir. Le déclasserment de déchets de la catégorie B en déchets de la catégorie A des bitumes de Marcoule et des déchets du CEA est hypothétique. La réduction de volume envisagée par certains producteurs pourrait ne conduire pour le stockage, qu'à des gains limités. C'est pourquoi, il convient aussi de porter l'attention sur l'augmentation de volume résultant du colisage pour certains déchets B nouveaux (déchets compactés) ou anciens, et sur les besoins de conditionnement des déchets B issus du déclasserment ou des démantèlements des réacteurs et d'installations anciennes. Cette même réserve s'applique également aux déchets en vrac contenus dans des silos, aux déchets particuliers (graphites, cendres d'incinérations et déchets résultant des réductions de volume entreposés en CHI). Par ailleurs, les caractéristiques des colis-types pourraient ne pas correspondre aux propriétés des colis des déchets à produire dans le futur, en raison notamment de l'augmentation prévue des performances du combustible nucléaire (augmentation du taux de combustion, retraitement des combustibles MOX*...).

Pour ce qui concerne les déchets anciens, il reste des incertitudes dont les conséquences peuvent être importantes. Ces incertitudes ne seront levées qu'après avoir défini les spécifications de conditionnement, les agréments des colis et prononcé des autorisations administratives. Ceci est le cas des boues de la STE²* de La Hague dont le procédé de référence est le bitumage : dans une hypothèse défavorable, il y aurait doublement de l'estimation du volume de bitume à stocker. Enfin, la décision de retraiter les combustibles sans emploi du CEA reste à prendre.

Les producteurs de déchets affichent la réduction de volume des déchets B comme un objectif principal de production future des colis de déchets. La Commission s'interroge à ce propos, et pense qu'une réflexion visant à une optimisation globale en termes de conception du stockage devrait être conduite par tous les acteurs de la loi concernés. En effet, la concentration de radionucléides et d'éléments chimiques pourrait produire des vieillissements accélérés des matrices, altérer ainsi le confinement et nécessiter des contre-mesures comme par exemple un surconteneurage ou l'augmentation des performances des barrières ouvragées.

* Terme défini dans le glossaire

Si au plan technique, l'établissement du modèle d'inventaire relève de l'application stricte d'une comptabilité, le choix des industriels a des conséquences directes sur la production des déchets, la durée d'entreposage nécessaire, et le stockage. A cet égard, la réflexion mérite d'être ouverte car elle a une grande incidence sur la nature, le volume des déchets à stocker, l'emprise et l'ingénierie du stockage. Les scénarios A (retraitement total à partir de 2000) et B (arrêt du retraitement en 2020), utilisés pour la prévision par l'ANDRA de l'inventaire aux échéances de 2020 et de 2070 ne paraissent pas refléter aux yeux de la Commission la stratégie industrielle exposée par EDF. Elle devrait, pour l'échéance de 2020, prendre en compte tous les éléments présentés dans l'annexe 2 de l'édition 1999 du document « Stratégie et programme des recherches » et la première phase de la stratégie industrielle de l'EDF.

4.4.2 Les recommandations

Les recommandations de la Commission sur les inventaires portent ici uniquement sur le plan technique. Elle recommande, afin d'améliorer la crédibilité des modèles d'inventaires, de porter un effort sur :

- l'inventaire physique de l'existant, sur la base de critères communs de description des déchets ;
- la définition des hypothèses de conditionnement préalable au stockage ;
- la réalisation des dossiers de connaissances manquants et leur actualisation, car ils constituent la base de tout le travail de l'ANDRA ;
- l'achèvement des dossiers de connaissance déjà remis, et leur actualisation ;
- le respect du planning pour l'établissement des différents niveaux de spécifications et d'agrèments.

Enfin, pour éviter des incohérences, elle recommande :

- de présenter les activités et les masses réelles des éléments présents dans les colis aux échéances choisies (2020, 2070).

Disposer d'un modèle d'inventaire est une nécessité. Il repose en premier lieu sur l'inventaire physique des déchets à un moment donné ; il doit être présenté clairement et établi sur des hypothèses expliquées et justifiées. Dans cette perspective, la Commission souhaite que l'on prévoie de façon convaincante les caractéristiques des colis-types utiles pour éclairer les études d'ingénierie des ouvrages, de leur emprise et des modalités de mise en œuvre de la réversibilité. Elle préconise également que dans le modèle d'inventaire figurent toutes les caractéristiques des déchets nécessaires pour éclairer les recherches indispensables à l'évaluation des perturbations d'ordre mécanique, thermique, hydraulique, chimique et radiologique sur le milieu d'accueil du stockage ou d'entreposage.

Enfin, la Commission rappelle que dans sa déclaration du 9 décembre 1998, le Gouvernement a mis l'accent sur les problèmes d'inventaires et a confié au Président de l'ANDRA la mission de proposer au Gouvernement une réforme visant la mise en place d'une méthode fiable de comptage. La Commission prêtera son entier concours à cette mission.

TABLEAU 4.1 : ETABLISSEMENTS COGEMA : REPRISE DES DECHETS ANCIENS

Source : COGEMA

DECHETS C	LA HAGUE	NATURE DES DECHETS	MODE DE CONDITIONNEMENT DE REFERENCE	VOLUME ATTENDU (M ³)
		Solution UMo	Conteneurs de verre	144
DECHETS B	LA HAGUE	Boues STE2	Bitumes : ~ 350 Ci équivalent	7040
		C/E (silo HAO + piscines S1/S2/S3	CSD-C	540
		Mg - Pions et selles...	CSD-C	45
		Déchets alpha - Résines - Fines	CBF-C2	2 076
		Déchets vitrification	Conteneurs de verre	13
TOTAL DECHETS B	MARCOULE	Déchets de structure	Cimentation en fûts de 400 l : - avec compactage préalable - sans compactage préalable	3 160 5 680
		Déchets de procédé	Cimentation en fûts de 400 l	1 320
		Déchets technologiques	Cimentation en fûts de 400 l	2 120
		Déchets vitrification	Conteneurs de verre	2
		Avec compactage préalable des déchets de structure Marcoule : Sans compactage préalable des déchets de structure Marcoule :		

(1) Remarque de la Commission : Ces valeurs correspondent à des hypothèses de réduction de volume et de déclassement des déchets B en A qui ne sont pas assurés.

TABLEAU 4.2 : INVENTAIRE DESTINE A ELABORER UN MODELE EN VUE DE LA CONCEPTION DU STOCKAGE

Source : Stratégie – Programme des Recherches – Edition 1999

MATIERES OU DECHETS	2000		2020	
	PARC AVEC RETRAITEMENT de 850 t/an à partir de 2000	PARC AVEC RETRAITEMENT de 1 200 t/an à partir de 2000	PARC AVEC RETRAITEMENT de 850 t/an à partir de 2000	PARC AVEC RETRAITEMENT de 1 200 t/an à partir de 2000
Combustibles entreposés (en tonnes)	UOX - 1 075 MOX - 415 Divers - 80	- - Divers - 80	UOX - 5 600 MOX - 3 250 Divers - 80	- - Divers - 80
Déchets vitrifiés (en m ³)				
COGEMA - La Hague	1 000	1 000	3 490	4 460
COGEMA - Marcoule	540	540	550	550
CEA	10	10	10	10
TOTAL DECHETS C (en m³)	1 550	1 550	4 050	5 020
Déchets B (en m ³)				
EDF	520	520	990	990
COGEMA - La Hague	8 220	8 220	21 230 (3)	22 590 (2) (3)
COGEMA - Marcoule	9 130 (1)	9 130	15 950 (1)	15 950 (2) (3)
CEA	8 690 (3)	8 690 (3)	9 860 (3)	9 860 (3)
TOTAL DECHETS B (en m³)	26 560	26 560	48 030	49 390

(1) Hors déchets de démantèlement de UPl Marcoule (volume non conditionné estimé à 5 500 m³).

(2) Déchets anciens : La Hague 9 670 m³ - Marcoule 6 600 m³.

(3) Remarques de la Commission : Ces valeurs correspondent à des hypothèses de réduction de volume et de déclassement des déchets B en A qui ne sont pas assurés.

CHAPITRE 5 : LA MODELISATION ET LA SIMULATION NUMERIQUE

Pour établir son rapport n° 5, la Commission s'est intéressée cette année à la modélisation d'une façon générale et à la modélisation du champ proche. En particulier, elle a organisé une réunion de travail avec les spécialistes, suivie d'une audition à caractère informatif sur ces thèmes. La Commission a par ailleurs poursuivi son évaluation de l'état d'avancement et des besoins dans ce domaine et a notamment examiné les diverses étapes indispensables pour aboutir à un outil de simulation capable d'effectuer les démonstrations techniques et de sûreté pour l'avant-projet de stockage de 2006.

5.1 LES INFORMATIONS RECUEILLIES PAR LA COMMISSION LORS DES AUDITIONS

Dans son rapport n° 4, la Commission avait présenté les différents modules pour lesquels elle souhaitait que l'ANDRA prépare un programme de travail cohérent permettant de déboucher le plus rapidement possible sur la mise en place d'un outil et d'une équipe pluridisciplinaire. C'est pourquoi, le 15 janvier 1999 dans le cadre d'une réunion de travail, la Commission a convié l'ensemble des spécialistes des différents domaines concernés pour présenter et discuter l'état de l'art. Il a été convenu à la suite de cette concertation d'avoir, d'une part une audition sur le champ proche au cours de laquelle les phénomènes mis en jeu et la modélisation seraient présentés et, d'autre part, une audition plus générale sur la modélisation, mais limitée aux colis et aux interactions entre les barrières ouvragées et le milieu géologique.

Au cours de ces auditions, divers aspects ont été abordés sans que se dégage une véritable organisation de la simulation numérique, ni une stratégie générale destinée à intégrer l'ensemble des codes développés.

Parmi les thèmes exposés, on peut relever :

- la simulation de la sorption des radionucléides par une modélisation de la chimie de surface à l'aide des équations d'équilibre, mettant en œuvre le logiciel FITEQL*,
- l'approche thermique dans le champ proche des combustibles irradiés et des verres avec le code en 3 dimensions (3D) développé par EDF – code SYRTHES*,

* Terme défini dans le glossaire

- diverses modélisations dans le champ proche, notamment le comportement de la barrière ouvragée à base d'argile, la comparaison entre la simulation et les résultats expérimentaux dans le cas d'une convection – diffusion – rétention basée sur des réactions chimiques, les calculs thermo-hydro-mécaniques (THM*) simulant les mouvements de l'eau avec, en particulier, la phase d'évaporation initiale puis la resaturation,
- la comparaison des résultats de la simulation obtenus au cours de l'écoulement dans les milieux granitiques (écoulement dans la roche et dans une fracture, basé sur les phénomènes de diffusion, de convection et de rétention),
- les résultats d'exercices menés à l'échelle internationale comme le test CATSIUS-CLAY* (THM), CACTUS* (gonflement des argiles, désaturation des roches), DECOVALEX II*,
- la plate-forme CASTEM 2000* pour la simulation globale pour le champ proche ainsi que toute la modélisation effectuée par l'Université de Catalogne à Barcelone (UPC*) avec l'aide du CODE BRIGHT*.
- les écoulements hydrogéologiques avec des maillages automatiques pour les milieux fracturés,
- le comportement à long terme des colis, en situation d'entreposage et de stockage, sur la base de modèles scientifiques* qui permettent des approches microscopiques ou des approches de dynamique moléculaire.

Dans le cas des comparaisons des résultats obtenus par la simulation et par l'expérimentation, des rapprochements sont encore à effectuer. Une simulation thermo-hydro-mécanique de champ proche basée sur la diffusion thermique dans une galerie chauffée au laboratoire de GRIMSEL* en Suisse a fait apparaître, par exemple, un écart des températures d'un facteur 2 ; cet écart est attribué à deux éléments techniques que la simulation a ainsi mis en évidence : la non validité de la loi de Darcy* pour les écoulements considérés et la grande sensibilité du modèle à la perméabilité hydraulique*.

* Terme défini dans le glossaire

5.2 L'EVALUATION PAR LA COMMISSION DE L'ETAT D'AVANCEMENT ET DES BESOINS EN MODELISATION

5.2.1 Les généralités

La simulation numérique sur ordinateur est un outil puissant de rassemblement cohérent, exhaustif, dans un cadre opératoire, des connaissances. Elle est le complément normal de l'expérimentation, et devient indispensable lorsque cette dernière n'est pas possible dans sa globalité spatiale et temporelle, ce qui est le cas du stockage des déchets de haute activité et à vie longue.

La définition d'un programme de simulation pour un problème d'une telle ampleur oblige l'exploitant à adopter une démarche qui comporte les étapes suivantes :

- la définition des objectifs,
- l'analyse des phénomènes physiques, chimiques, mécaniques... et des paramètres les décrivant,
- la modélisation et la mise en équation avec l'évaluation des paramètres introduits,
- l'écriture de logiciels,
- l'analyse de la pertinence des banques de données utilisées,
- la comparaison avec les résultats expérimentaux,
- l'amélioration des modèles,
- l'amélioration des logiciels,
- l'assemblage d'ensemble et la validation générale de l'outil et des codes.

Pour la démonstration d'ensemble de la faisabilité et de la sûreté du stockage des déchets nucléaires, la simulation numérique doit prendre en compte les étapes allant de la réalisation du colis, et donc intervient très en amont, jusqu'à l'entreposage ou le stockage du colis final. La modélisation de l'entreposage de longue durée et du stockage ont de nombreux points communs mais aussi leurs spécificités.

Par rapport à cette perspective d'ensemble, la Commission a le sentiment que l'ANDRA n'a pas encore défini clairement ses objectifs ni la planification à long terme visant à obtenir un outil de simulation globale nécessaire, d'une part, pour la validation du concept de stockage et d'autre part, indispensable pour conforter la démonstration de sûreté.

5.2.2 Les définitions des objectifs d'entreposage de longue durée et de stockage

Pour l'entreposage de longue durée, on souhaite disposer d'outils de prédiction des champs de température et du niveau de l'irradiation dans les entrepôts et leurs voisinages ainsi que dans les colis et les matrices. Il est donc indispensable de connaître la teneur en radionucléides des colis et les caractéristiques de ces composants. Enfin, il est nécessaire d'examiner les situations externes : incidents, accidents, risques d'explosions, de séismes, d'inondations, situations d'intrusion et d'évaluer leurs effets sur la sûreté. Pour ces études de risques, les paramètres sont en général moins clairement définis que pour le comportement à long terme. L'échelle de temps pour ces simulations étant de l'ordre de plusieurs siècles, on dispose de nombreuses données pour valider les simulations mais seulement sur des périodes ne dépassant pas 30 à 50 ans.

Pour le stockage géologique, les enjeux de la modélisation sont plus importants puisque l'expérimentation complète est quasiment impossible et l'échelle de temps est celle de la géologie. Dans ce domaine, il importe aussi de disposer d'abord d'outils de prévision des champs de température et de l'irradiation dans le voisinage des galeries de stockage de manière à pouvoir évaluer les taux de dissipation thermique, mais aussi la migration des radionucléides dans les roches et les nappes avoisinantes. Il est donc primordial de pouvoir évaluer la durée d'intégrité des colis, le comportement des matrices à la lixiviation, l'écoulement des eaux ainsi que le rôle des réseaux de fractures des roches sur l'écoulement des nappes profondes, sur la migration et sur la spéciation chimique des radionucléides. Enfin, il faut évaluer l'influence des scénarios d'évolution du milieu géologique sur les différents risques analysés dans la démonstration de sûreté du stockage.

Dans un premier temps, la simulation ne pourra être qu'un outil complémentaire à l'expérience (partielle mais indispensable) car les phénomènes sont complexes et interactifs, et la simulation ne peut atteindre une précision suffisante dans les premiers stades.

L'objectif final est de posséder en 2006 tous les outils numériques nécessaires pour la simulation numérique fiable. Dans la démarche actuelle, il convient donc de bien distinguer les difficultés scientifiques de celles de la gestion des équipes, ces dernières devant évidemment être résolues dès que possible.

Il est probable que le problème de la validation des codes de simulation, au moins pour les petites échelles de temps, se posera dès que l'expérimentation dans les laboratoires souterrains pourra débiter. Dans cette perspective, il est essentiel de disposer d'une équipe capable de répondre dans un délai court aux difficultés soulevées par les expérimentateurs et les concepteurs : influence du terme source des colis, influence des paramètres géologiques... Cela conduit à répéter constamment des simulations complètes pour le long terme et pour une grande gamme de valeurs des paramètres géométriques et physiques. Telle est la situation rencontrée pour la géologie des gisements pétroliers, la climatologie, la physico-chimie atmosphérique. Pourquoi en serait-il autrement pour le stockage géologique ?

La Commission a le sentiment que les acteurs de la loi sont tous conscients de l'importance de la simulation pour la sûreté du stockage géologique et de l'entreposage de longue durée. Mais il n'apparaît pas qu'aujourd'hui les objectifs liés à cette simulation soient clairement définis et qu'il existe un plan à long terme crédible, avec pour finalité l'élaboration d'outils complets validés par l'expérience, et la capacité de simuler, dans les délais impartis par les Pouvoirs Publics, la répartition des radionucléides en fonction du temps dans la géosphère et la biosphère pour un concept de stockage géologique donné. La raison de cette lacune est, d'une part, que le concept de stockage est loin d'être bien défini et, d'autre part, qu'on ne peut actuellement pas répondre à cette demande par la simulation. Les difficultés premières consistent à définir le concept de stockage et à en faire la modélisation, mais la simulation numérique doit aussi être avancée en parallèle. Dans le rapport n° 4, la Commission avait déjà formulé le besoin d'une organisation dans ce domaine, car on peut prédire dès à présent, que même si une simulation fidèle dépasse les capacités de calcul actuelles, la puissance de calcul des ordinateurs aura décuplé en 2006.

5.2.3 L'analyse des phénomènes physiques, chimiques, mécaniques...

Pour appréhender les difficultés soulevées par la modélisation de la construction, de l'exploitation, de l'évolution et des impacts d'un stockage, il faut faire appel à la physique, à la chimie, à la science des matériaux, à la mécanique, à la géologie, voire aux sciences du vivant ; ceci nécessite l'association d'un grand nombre de disciplines scientifiques.

Les acteurs de la loi remplissent bien leur rôle dans ce secteur, car la Commission a pu constater que des spécialistes de toutes les disciplines dialoguent entre eux et établissent un inventaire des mécanismes qu'il faudra faire intervenir dans la modélisation. A titre d'exemple, les exposés présentés à la Commission au cours des derniers mois sur la phénoménologie ont porté sur des sujets aussi variés que la tenue

des argiles aux radiations et aux contraintes thermiques, les paramètres pilotant la dissolution des verres, la corrosion de métaux, le refroidissement polyphasique* des milieux poreux, le comportement du béton en température et sous rayonnement, et le rôle de l'évaporation de l'eau du champ proche sur l'évolution des barrières ouvragées.

Dans un proche avenir, il apparaît qu'une description fine de tous les mécanismes ne sera pas disponible, par contre le recensement et l'évaluation de leurs importances mutuelles seront faits selon le découpage retenu dans le rapport n° 4 : termes sources, colis, champ proche, champ lointain, biosphère. Dans son exposé du 9 février 1999, l'ANDRA a répertorié une liste importante de phénomènes à appréhender. Toutes les connaissances requises ne seront peut être pas disponibles d'ici 2006. De nombreuses situations analogues existent dans d'autres domaines de l'ingénierie, comme la turbulence en aéronautique, qui montrent que la simulation participe aux progrès et à la compréhension des phénomènes de base de la physique et qu'il ne faut pas attendre d'avoir tout analysé et modélisé pour débiter la simulation de l'ensemble du problème.

5.2.4 La modélisation et la mise en équation

La modélisation se fait en principe, processus par processus, en écrivant les équations de chaque discipline de la physique ou de la chimie ainsi que leurs solutions analytiques lorsqu'elles sont disponibles. Mais certains phénomènes deviennent rapidement inextricables à cause de l'interférence d'un grand nombre de variables. Dans l'ensemble, les efforts pour la modélisation des termes sources, des colis et du champ proche sont significatifs. Ils impliquent plusieurs équipes spécialisées dans leur domaine ; des propositions de modèle numérique pour leurs sous-systèmes ont été faites ou sont en cours. La modélisation actuelle est limitée par les connaissances phénoménologiques. En revanche, les modèles de transfert vers le champ lointain et la biosphère nécessitent encore des améliorations et des progrès plus importants.

En ce qui concerne le champ lointain, ainsi que cela a été souligné dans le rapport n° 4, il faut résoudre statistiquement la prise en compte de la densité de faille de la roche pour modéliser la convection et la diffusion des phases liquides et gazeuses. La technique mathématique dite de l'« homogénéisation »* est une voie possible. Aucune étude particulière n'a été présentée à la Commission sur ce point. Il appartient à l'ANDRA de stimuler cette branche de la recherche fondamentale.

* Terme défini dans le glossaire

Dans la biosphère, les méthodes d'investigation pour étudier le transfert des radionucléides semblent être aujourd'hui d'ordre plus qualitatif que quantitatif. Une amélioration globale des connaissances dans ces disciplines paraît indispensable.

Par ailleurs, lorsque le problème est numériquement trop complexe, on peut opérer une réduction du nombre de variables à condition de savoir sélectionner celles qui sont pertinentes ; c'est un problème connu comme très difficile en modélisation et qui ne peut pas être fait *a priori*, mais seulement en comparant les résultats du modèle complet avec ceux du modèle simplifié. Cette remarque avait déjà été formulée dans le rapport n° 4, mais, par exemple, l'ANDRA doit-elle continuer d'utiliser le modèle simplifié monodimensionnel OASIS* alors que sa validité n'est pas démontrée ?

Enfin, force est de constater que la modélisation est fonction des moyens de calcul pour la simulation et la réduction de dimension de phénomènes d'évolution réellement tridimensionnels en systèmes mono et bidimensionnels pourrait être évitée si les équipes étaient mieux formées aux techniques informatiques du calcul intensif.

Il s'agit donc bien de disposer d'une équipe pluridisciplinaire où toutes les compétences de l'ANDRA, du CEA, du CNRS, des universités sont réunies.

5.2.5 L'écriture des logiciels

Les codes développés ou exploités pour le stockage des déchets nucléaires et sa sûreté à long terme sont soit dédiés à l'étude d'un problème particulier, comme DIFFUZON* qui s'intéresse à la tenue des bétons, soit à vocation plus générale comme CASTEM-2000*. Les premiers sont nombreux et du type dit « scientifique » ; chaque équipe en développe ; ils sont en général simples ; le savoir-faire des chercheurs se place plutôt dans la modélisation des phénomènes pris séparément.

Dans le rapport n° 4, la Commission avait souhaité que l'on se pose la question de l'intégration de ces codes dédiés dans des codes plus généraux. Suite à la réunion de travail organisée par la Commission avec les spécialistes de conception de logiciels des acteurs de la loi, il apparaît qu'il n'y aurait en fait dans l'esprit des concepteurs que deux codes généraux aptes à devenir une plate-forme d'intégration de modules dédiés ; il s'agit de CASTEM-2000* développé au CEA et du CODE BRIGHT* à l'UPC* de Barcelone, car pour ces deux équipes le problème de l'intégration se pose déjà par le

* Terme défini dans le glossaire

biais de la simulation du champ proche qui, en l'état actuel des connaissances, demande le plus de modélisation.

Cette situation n'apparaît pas satisfaisante. On peut se poser la question, alors que les compétences existent aussi ailleurs (EDF, IFP*, INRIA*, INSU*/CNRS, QUANTISCI...), pourquoi ne fait-on pas un appel large et ouvert aux équipes spécialisées car dans ce domaine l'innovation technologique est déterminante. Ne faudrait-il pas demander à l'ANDRA de nommer une personnalité scientifique compétente éventuellement en association avec un autre organisme, afin de proposer une solution pour gérer l'intégration totale des modules ? Dans ce cas, il conviendrait de développer des compétences solides en calcul intensif et en informatique au sein même de l'organisme.

Une autre solution consiste à acheter un logiciel à une société privée. Cette procédure, qui pourrait être excellente au demeurant, devrait cependant être le résultat d'un appel d'offres largement diffusé. Dans cette perspective, il faut, d'une part, réfléchir attentivement aux modalités d'extension du logiciel et, d'autre part, prévoir avec la société un accord de développement voire éventuellement l'achat du code source, afin de ne pas se retrouver trop lié avec un tiers en position de force.

Par ailleurs, il apparaît que la simulation du champ lointain n'est pas traitée à un niveau d'adéquation, de fidélité et d'exactitude souhaitable, en particulier la convection et la diffusion dans un milieu fracturé pour un environnement polyphasique*. Le problème est certes difficile mais il existe d'autres équipes dans les pays confrontés au stockage des déchets nucléaires et l'on pourrait aussi s'appuyer sur des coopérations ou des propositions de solutions comme celle présentée par Peter CUNDALL (Université de Minnesota) et par Tom HOU (California Institute of Technology).

Enfin, il est aussi souhaitable de financer de préférence les développements techniquement difficiles plutôt que la réécriture de logiciels existants ailleurs, tels que les logiciels de maillage* dans le domaine des milieux fissurés.

Il est opportun ici de rappeler qu'il est d'usage de développer les outils numériques en deux temps : d'abord comme un outil de recherche (modèle « scientifique* ») puis après validation, celui-ci devient un code d'exploitation (modèle « opérationnel* »).

* Terme défini dans le glossaire

5.2.6 La validation de logiciels et la comparaison avec les données expérimentales

La validation s'effectue soit par comparaison avec des résultats d'expériences soit par comparaison avec d'autres codes basés sur d'autres méthodes ou d'autres approches, et déjà utilisés et validés.

La validation des modules dédiés est relativement aisée lorsque l'on utilise des résultats obtenus durant des courtes périodes ; elle est généralement faite par l'équipe qui développe la modélisation et qui dispose de ce fait des installations expérimentales appropriées.

Par contre, la validation des codes généraux est beaucoup plus compliquée ; il s'agit souvent d'un travail de longue haleine. Pour ce faire, il est déterminant de disposer d'expériences de référence et de résultats bien documentés acquis à l'aide des programmes des ateliers de modélisation internationaux comme DECOVALEX*. La Commission ne saurait trop insister sur la nécessité de participer à de tels exercices même s'ils sont ressentis comme une perte de temps par certaines équipes de recherche. Les présentations effectuées n'ont permis d'identifier que trois exercices de ce type : CATSIUS CLAY*, CACTUS* et DECOVALEX*. Un plan de travail plus précis et plus fourni serait peut-être nécessaire dans ce domaine et une participation plus importante à DECOVALEX* pourrait être suggérée.

5.2.7 L'amélioration de la qualité des logiciels

L'amélioration consiste à vérifier que les logiciels utilisés résolvent bien (ou au mieux) les problèmes posés ; cette étape de consolidation numérique résulte souvent de la mise en concurrence d'équipes différentes. Il faut rappeler que les progrès réalisés par l'analyse numérique sont pratiquement comparables à ceux obtenus pour les matériels : on sait résoudre aujourd'hui un système linéaire creux* 10 000 fois plus vite qu'en 1970.

Pour la vitesse de calcul, l'utilisation de bibliothèques optimisées (BLAS*), de solveur implicite itératif en $O(N)$ *, de méthodes mixtes pour la convection, de maillage* adaptatif pour la vectorisation et la décomposition de domaine décuple les performances. La mise en œuvre de telles techniques n'a pas été mentionnée au cours des présentations faites à la Commission. Le fait que les outils soient encore dans une phase de conception ne

* Terme défini dans le glossaire

doit pas faire oublier que si les concepteurs ignorent l'existence de tels outils, ils n'y feront pas appel dans une étape ultérieure.

Pour le couplage de codes, on semble sous-estimer l'énorme difficulté que peut soulever une telle opération. La climatologie a piétiné pendant quelques années sur une difficulté de ce type lorsqu'il a fallu coupler les deux milieux, océan et atmosphère, si différents ; pour le stockage géologique il faudra coupler au moins quatre milieux : colis, barrières, milieux dits « géologie » et « biosphère » concernés. Par ailleurs, l'intégration des modèles de combustion et de turbulence dans les codes de mécanique des fluides ont conduit le CNES*, l'ONERA* et BERTIN* à la réécriture pure et simple des modèles ; *in fine*, pour le stockage géologique faudra-t-il en faire autant à moins que, dès à présent, on se tourne vers l'utilisation de standards comme CORBA* ?

Pour la simplification et l'amélioration des logiciels, des outils de grande taille doivent être modulaires afin de permettre l'adjonction d'un modèle ou de le simplifier ; la possibilité d'effectuer des calculs de sensibilité* par surcharge d'opérateur ou des calculs inverses, autorisera l'identification de coefficients difficiles à mesurer comme les diffusions dans les milieux géologiques. Ces problèmes sont très ardues, mais inéluctables.

Pour que les chercheurs, les physiciens et les numériciens améliorent les logiciels, ceux-ci doivent être nécessairement accessibles, diffusables et d'utilisation simple. Si l'utilisation des plates-formes numériques est onéreuse, il est clair que peu d'équipes universitaires l'utiliseront et, dans ce cas, on peut penser que les nouveaux développements, comme l'homogénéisation, ne seront pas intégrés rapidement. L'écriture de manuels d'utilisation, l'utilisation de structures de données de maillage* standard et l'appel aux logiciels graphiques du domaine public sont donc recommandés.

5.2.8 L'assemblage, la validation générale de l'outil : les problèmes d'organisation

Dans le rapport n° 4, la Commission a abordé les difficultés d'organisation qui contribuent au ralentissement des développements des logiciels et pourraient conduire à manquer d'abord le rendez-vous de 2001 et peut-être même celui de 2006.

* Terme défini dans le glossaire

Dans ce domaine, il y a d'abord à stimuler une disposition de l'état d'esprit et même de conviction car la simulation sur les échelles de temps géologiques est un véritable défi scientifique. Il faut donc s'assurer que les responsabilités pour l'ensemble de la modélisation sont confiées à des équipes dynamiques, prêtes à relever ce défi.

Ensuite, il existe aussi un problème de savoir-faire ; le calcul intensif est un métier, et l'acquisition et la mise au point d'un code tridimensionnel ne se font pas spontanément.

Enfin, le dernier obstacle concerne la coordination entre les expérimentateurs, les physiciens de toute spécialité (nucléaire, matériaux, géologie...), les numériciens et même les informaticiens.

Pour faire face à ces trois difficultés, l'ANDRA ne possède pas encore aujourd'hui un cahier des charges clair pour la simulation ni un plan de développement réaliste à cinq ans. Un appel d'offre pour la simulation du champ moyen pour fin 1999 a été envisagé. Le cahier des charges, le calendrier et l'étude de cas de référence devraient être établis précisément ; pour garantir la ponctualité de ce premier rendez-vous et son ouverture, un appel d'offres international serait souhaitable.

De même, et afin d'harmoniser le déroulement des expériences dans les laboratoires souterrains et les développements numériques, il conviendrait que soit établi un plan d'ensemble qui comporte *a minima* les objectifs suivants :

- la décomposition de la phénoménologie et des interactions en ciblant les objectifs visés,
- des points de rendez-vous définis coïncidant avec des colloques internationaux concernés si possible,
- une coordination des programmes d'expériences et des développements des modèles dédiés,
- une coordination avec les autres efforts européens de simulation dans le cadre du 5^{ème} PCRD*.

* Terme défini dans le glossaire

5.3 LES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION POUR LA SIMULATION NUMERIQUE

En résumé, les efforts pour la simulation sont encore loin d'aboutir. Peu d'outils opérationnels seront disponibles en 2001 et le rendez-vous de 2006 est également incertain. Les difficultés ne sont pas seulement d'ordre scientifique, mais aussi organisationnelle.

Pour atteindre les objectifs, la Commission recommande :

- d'établir un plan à long terme clair pour la simulation avec des étapes et des rendez-vous à contenu bien spécifié, et de prévoir des ateliers nationaux et internationaux dans lesquels on comparera les performances des modèles en s'appuyant sur des cas tests et des données expérimentales ; dans ce but, il est nécessaire de préparer des appels d'offres précis et largement ouverts, permettant de susciter l'arrivée de nouvelles équipes, de vérifier que les équipes travaillent sur des problèmes bien énoncés avec une modélisation détaillée, d'explicitier les exercices sur des cas de référence selon une précision définie préalablement et d'évaluer les progrès accomplis,
- de décider qui intégrera dans un ensemble les recherches en modélisation qui paraissent bonnes et à qui seraient notamment confiées les simulations numériques des expériences effectuées dans les laboratoires souterrains. En l'absence de réflexion dans ce domaine, d'une autorité scientifique dans le domaine du calcul intensif et d'une équipe au sein de l'ANDRA, il semble que seules les équipes qui travaillent sur la simulation du champ proche pourront répondre à ce besoin d'intégration. La désignation d'un responsable central de la modélisation, assisté d'une équipe compétente et responsable rassemblant tous les codes et les modèles, paraît nécessaire. Un appel à de nouvelles équipes est très souhaitable pour stimuler la recherche. Cette équipe pourrait même faire appel à des logiciels du commerce à condition de bien en spécifier les modalités d'application et d'extension,
- d'ouvrir la recherche aux équipes des grands laboratoires privés et publics, qui pourraient utilement participer à ce programme. Pour cela il faut réfléchir à l'organisation d'un Groupement de Recherche (GdR*) en simulation, à de grands appels d'offres comportant une diffusion internationale,

* Terme défini dans le glossaire

- de ne pas négliger la simulation du comportement du champ lointain et des radionucléides lors de leur retour vers la biosphère concernée ; cette année, aucun travail de recherche spécifique n'a été présenté sur ce thème. Dans le cas du champ proche, un plan de travail pour ce problème difficile et la conduite de tests sur les modèles d'homogénéisation*, de convection dans les milieux fracturés sont recommandés. Une réflexion générale devrait être menée sur les besoins en modélisation de la biosphère concernée pour évaluer l'impact des radionucléides et des toxiques chimiques issus du stockage sur l'environnement et l'homme,
- d'initier des calculs inverses (c'est-à-dire l'identification des propriétés des milieux à partir d'observations sur leur comportement) et des calculs de sensibilité aujourd'hui absents des études.

* Terme défini dans le glossaire



CHAPITRE 6 : LES RECHERCHES SUR LA SEPARATION POUSSEE ET LA TRANSMUTATION – Axe 1 de la loi de 1991

6.1 LE PROGRAMME GENERAL DES RECHERCHES

L'objectif général des recherches de l'axe 1 est d'étudier des solutions alternatives permettant de modifier la composition et l'inventaire de radiotoxicité des déchets radioactifs renfermant des radionucléides à vie longue formés dans les combustibles lors de la production d'énergie électronucléaire. A cette fin, on cherche d'abord à séparer, en plus de l'uranium et du plutonium, des éléments contenus dans les combustibles usés dont certains isotopes pourraient engendrer un impact radiologique important dans le futur. Il est ensuite envisagé de transmuter sous flux neutronique certains de ces radionucléides à l'aide des réacteurs critiques ou sous critiques assistés par accélérateur (systèmes hybrides) à spectre de neutrons thermiques ou rapides. En complément à cette voie de référence Séparation – Transmutation (S-T), on étudie aussi une voie alternative de Séparation – Conditionnement (S-C) dans laquelle les éléments séparés, qui ne pourraient être soumis à la transmutation, seraient conditionnés dans de nouvelles matrices spécifiques examinées au titre de l'axe 3.

Les études de séparation chimique constituent le préalable pour envisager toute possibilité de nouvelle gestion des déchets renfermant des radionucléides à vie longue. Les voies de référence du programme sur la séparation poussée sont fondées sur l'extraction par solvant, soit en adaptant le procédé actuel PUREX* utilisé industriellement pour le retraitement des combustibles usés, soit en développant de nouveaux procédés complémentaires d'extraction par solvant sur les solutions dites « produits de fission » qui sont actuellement vitrifiées. D'une façon générale, la faisabilité scientifique des procédés, c'est-à-dire la mise au point des molécules extractantes et la validation des concepts de base, est attendue pour 2001 (ou avant) et leur faisabilité technique par la validation des procédés est escomptée en 2006 (ou avant) ; à cette même date, il est prévu une évaluation de leur faisabilité industrielle à savoir les coûts économiques et radiologiques, les conditions de mise en œuvre, la production des déchets secondaires. On étudie également quelques procédés alternatifs, comme des procédés pyrochimiques consistant en des séparations en milieu de sels fondus, qui permettraient surtout d'envisager le retraitement de certaines cibles de transmutation, difficiles à retraiter par voie aqueuse.

* Terme défini dans le glossaire

Les recherches sur la transmutation sont notamment destinées à évaluer le potentiel de transmutation des radionucléides en réacteurs critiques. Le plutonium étant à la fois une matière énergétique valorisable et la principale composante de la radiotoxicité à long terme, les études de scénarios sont associées principalement aux modes de gestion à long terme du plutonium.

Les études sur la transmutation en systèmes innovants sont pour la part essentielle menées dans le cadre du Groupement de Recherche GEDEON*. Une réflexion sur les filières innovantes a été conduite en 1998 sous l'égide du MENRT*, et a abouti à un rapport de synthèse sur les systèmes hybrides orienté vers la perspective d'une conception et d'une réalisation d'un démonstrateur européen. Le plan de développement de ce programme se déroule toutefois sur le long terme comparé à l'échéance de la loi de 1991. Dans les cas de figure les plus favorables, il prévoit l'établissement d'un dossier technique de motivation en 2000, la fourniture d'un dossier d'options techniques et d'options de sûreté en 2002, l'achèvement des études de faisabilité et de définition en 2006, et un début de construction à partir de 2006, dans la perspective d'une mise en service du démonstrateur à partir de 2010.

Enfin, les performances potentielles des recherches sur la Séparation-Transmutation sont évaluées globalement à travers des études de scénarios. Cinq grandes familles de scénarios sont décrites et examinées au § 6.3.6.

L'élaboration d'un premier bilan de ces scénarios est prévue pour 2001. On présume qu'il clarifiera, d'une part, les perspectives de stabilisation dans le temps, voire de réduction de la quantité de radionucléides à vie longue formés pour une production d'énergie donnée et, d'autre part, les prévisions de production des déchets induits.

Les objectifs de recherche de l'axe 1 et leur pertinence vis à vis de la loi ainsi que les échéances précises des grandes étapes sont indiquées et commentées dans le document «Stratégie et programmes des recherches 1999-2006» (Cf. § 3.2).

* Terme défini dans le glossaire

6.2 LES SEPARATIONS CHIMIQUES

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

L'évaluation des recherches sur ce sujet s'appuie sur les données de documents qui ont été transmis par le CEA à la Commission, soit l'an dernier en particulier " Séparation actinides/lanthanides, bilan des études et orientations en vue d'un essai haute activité ", note CEA NT SEMP/97/25, " Procédé DIAMEX*, dégradation radiolytique et hydrolytique des diamides ", CEA NT SEMP/98/05, soit depuis l'évaluation du rapport n° 4 comme réponses aux recommandations de la Commission du rapport n° 4, et " Stratégie et programmes des recherches " 1999-2006 - édition avril 1999, ou encore de documents qui ont été publiés dans des rapports internationaux sous la responsabilité de chercheurs du CEA. Cet ensemble de documents qui a été adressé à la Commission est complété par les rapports d'activité 1998 de l'axe 1 transmis par le CEA à la Commission pour les évaluations annuelles.

En 1999, le programme de recherche dénommé " ACTINEX* " lié directement à la loi et celui dénommé " PURETEX* " indirectement lié à la loi, ont été recentrés en fonction des résultats acquis, afin d'une part de redéfinir les objectifs de chimie, d'améliorer le retraitement actuel et de procurer une synergie optimale aux différents procédés étudiés. ACTINEX* disparaît au profit du programme intitulé : " Séparations poussées ", et PURETEX* éclate en deux programmes complémentaires dédiés au recyclage du plutonium : " Retraitement ", d'une part, et " Neutronique du recyclage de l'uranium et de plutonium ", d'autre part. En effet, les problèmes futurs concerneront vraisemblablement l'utilisation des produits du cycle du combustible, c'est-à-dire le plutonium issu des combustibles MOX* contenant l'isotope 242 et l'uranium de retraitement (URT*) renfermant les isotopes 234, 236, 232 de l'uranium et un descendant de l'uranium-232, le thallium 208. Tous ces isotopes sont gênants à des titres divers (dégradation isotopique, radioprotection...).

Cette réorganisation a le mérite de la clarté en ciblant davantage encore les études qui, aux yeux du CEA, relèvent de la loi. Cette structure de programme est actuellement mise en place.

Dans ce rapport, on procède à l'évaluation des recherches conduites en 1998 telles qu'elles ont été réalisées dans le cadre des programmes ACTINEX* et PURETEX*.

* Terme défini dans le glossaire

6.2.2 Les principaux acquis de l'année 1998

Pour le programme PURETEX* qui vise à apporter des améliorations au retraitement des combustibles usés en matière soit de réduction de volume des déchets de catégorie A et B, soit de diminution de l'activité des rejets, les acquis pouvant déboucher sur des procédés ont été les suivants :

- le remplacement possible des réactifs inorganiques sodés par des réactifs organiques complètement destructibles. Cette modification faciliterait la vitrification des concentrats d'évaporateurs qui ne contiendraient plus de sodium,
- l'épuration ultime possible des effluents aqueux par l'extraction à l'aide de solvants, la microfiltration* et le traitement par échangeurs d'ions,
- la réduction possible de volume par l'incinération et la minéralisation des solvants, ou la réduction possible de certains déchets technologiques par compactage.

Mais c'est pour le programme ACTINEX* que des faits marquants sont survenus.

- Procédé DIAMEX* : une nouvelle molécule a été sélectionnée. Elle améliore sensiblement les performances et la souplesse de ce procédé de séparation conjointe des actinides mineurs (américium et curium) et des lanthanides à partir des solutions de produits de fission. Des séparations sur des solutions réelles renfermant ces éléments ont été testées avec succès à l'ITU* de Karlsruhe. L'objectif visé, la démonstration d'une bonne séparation, est atteint bien que les essais aient révélé le comportement parasite de certains produits de fission, qui n'avait pas été mis en évidence lors des expériences de laboratoire.
- Procédé SANEX* : les recherches au stade de l'expérimentation en laboratoire ont connu un saut qualitatif avec la découverte d'une nouvelle famille de composés azotés dont certaines molécules possèdent une bonne sélectivité pour extraire, par solvant, les actinides mineurs des lanthanides à partir de milieux aqueux fortement acides. Des tests récents sur des solutions actives à Marcoule et à l'ITU*, ont montré la possibilité de séparer complètement les éléments de ces deux familles dans des conditions proches d'une faisabilité technique.

* Terme défini dans le glossaire

- Procédé SESAME* : Les progrès obtenus dans le contrôle de la stabilité de l'américium oxydé permettent d'envisager la séparation par une extraction par solvant de cet élément, soit du curium, soit de l'ensemble des actinides et des lanthanides.

Par ailleurs, l'extraction par solvant du césium peut entrer dans une phase de recherche de procédé car la synthèse des calixarènes est maintenant opérationnelle. Enfin, en pyrochimie, des essais ont montré que l'on pouvait transférer le plutonium et l'américium d'une phase saline dans une phase métallique.

Des avancées significatives ont été faites en chimie théorique et en modélisation concernant les actinides et le césium.

Ces acquis importants et d'autres sont évalués dans le détail dans les § 6.2.3 à 6.2.5.

6.2.3 Le programme PURETEX*

Ce programme visait d'une part une diminution d'un facteur trois du volume des déchets B issus du retraitement et, d'autre part, une diminution sensible de l'activité rejetée sous forme d'effluents liquides et gazeux en provenance du procédé PUREX*. Ces objectifs peuvent être et seront atteints. Plus globalement, il apportait un concours aux améliorations des procédés du retraitement actuel qui a atteint des performances remarquables. Pour l'avenir, il conviendra essentiellement d'assurer des performances équivalentes pour les futurs combustibles à haut taux de combustion. La poursuite des améliorations ne portera donc plus sur la recherche de meilleures performances de séparation mais sur l'optimisation du traitement des déchets par la décontamination et le compactage, ce qui conduit à une diminution de volume et à un gain économique, ainsi que sur l'affinement des procédés de traitement des effluents afin de réduire l'activité des rejets, notamment celle des rejets gazeux et, par voie de conséquence, l'impact des rejets sur l'environnement.

6.2.3.1 Le traitement des effluents

Le recyclage et l'évaporation des effluents de faible et de moyenne activité a permis de supprimer leur traitement par coprécipitation et, par là même, le conditionnement dans le bitume des boues qui en résultaient. Toutefois, cette

* Terme défini dans le glossaire

évaporation produit des concentrats qui, pour être vitrifiés, ne doivent pas contenir trop de sodium. Deux voies ont été explorées :

- soit supprimer lors du retraitement les réactifs minéraux à base de sodium (soude et carbonate de sodium) au profit de réactifs organiques incinérables. A cet égard, le CEA a développé des procédés de substitution prêts à être testés au niveau industriel, qui consistent à utiliser l'acide cétomalonique* pour remplacer le carbonate de sodium lors du lavage du solvant d'extraction et l'hydroxylamine* en substitution de la soude pour le lavage des gaz et le piégeage conjoint de l'iode et de l'acide nitreux,
- soit extraire, des effluents riches en sodium, les radionucléides présents dont le césium, le strontium et les traces d'émetteurs alpha comme l'américium ; après décontamination, ces effluents pourraient être rejetés. A cette fin, le CEA développe des procédés fondés ; d'une part, sur la nanofiltration* de complexes organiques à l'aide de membranes mises au point au CEA et, d'autre part, sur l'extraction par solvant au moyen de molécules spécifiques comme les calixarènes* greffés avec le CMPO* ou la diethylamide*. Les résultats obtenus avec les calixarènes* sont particulièrement intéressants et prometteurs et ouvrent des perspectives qui pourraient aller au-delà de simples traitements de décontamination et déboucher sur des techniques de séparation pour de nombreux radionucléides.

En aval de ces nouveaux procédés de gestion des effluents de faible et moyenne activité, on trouve des effluents moins actifs dont le CEA cherche à diminuer encore l'activité par une décontamination ultime basée sur la microfiltration* des suspensions et la sorption des radionucléides en solution sur des composés minéraux. Quant aux effluents gazeux, un programme a débuté pour évaluer le comportement, lors du retraitement, du carbone 14 résultant de l'activation neutronique d'impuretés contenues dans les combustibles usés et pour effectuer le piégeage du gaz carbonique radioactif.

Les recherches de procédés permettant la diminution des volumes de déchets ou la séparation poussée engendrent elles aussi des déchets. Aussi des développements de procédés sont à l'étude pour traiter dans ATALANTE* les effluents de haute activité résultant des recherches conduites dans le cadre de

* Terme défini dans le glossaire

PURETEX* et d'ACTINEX*, soit par extraction liquide-liquide par des polysiloxanes*, soit la destruction des solvants par oxydation électrochimique par l'argent divalent, procédé bien contrôlé au CEA, ou encore l'oxydation hydrothermale en eau supercritique, voire la photo-oxydation*.

6.2.3.2 Les procédés de décontamination

Les recherches sur la décontamination électrolytique des coques ou leur fusion ont été arrêtées, en raison de l'impossibilité de déclasser ce déchet de catégorie B en catégorie A, et du choix par la COGEMA de La Hague du procédé de compactage des coques et embouts dans l'atelier ACC* qui a reçu l'autorisation de mise en service à partir de 2000. L'atelier UCD* de UP2 800* a été mis en service en 1997. Destiné au traitement des déchets solides renfermant des émetteurs alpha issus de la fabrication des combustibles MOX et de ceux de l'aval du cycle, il nécessite encore un soutien pour quelques améliorations. Le procédé retenu dans cet atelier consiste à décontaminer les déchets solides en oxydant les traces de plutonium par l'argent divalent afin de déclasser ces déchets en catégorie A. Dans une même optique de déclassement, des recherches sur la décontamination des filtres à iode se poursuivent.

6.2.3.3 Les procédés de réduction de volume

Il s'agit du compactage ou de l'incinération. A cet égard, des développements technologiques sont en cours. En particulier, les déchets organiques peuvent être incinérés ou minéralisés. L'incinération produit des résidus et des gaz qu'il faut traiter séparément ou ensemble. La voie réalisant simultanément les opérations de minéralisation - combustion des gaz - vitrification des cendres à l'aide des plasmas d'arc, nécessite le plus d'études et de développements. Elle est actuellement privilégiée et est discutée au § 8.3.

Comme la Commission l'a souvent souligné, les recherches qui concernent le traitement des effluents, la décontamination et la réduction de volume auront des retombées dans les programmes strictement liés à la loi ; beaucoup d'entre elles sont communes aux axes 1 et 3.

* Terme défini dans le glossaire

6.2.4 Le programme ACTINEX* et de séparation des produits de fission à vie longue

Dans ce programme, les efforts sont concentrés sur la séparation des éléments, qui eux-mêmes et/ou certains de leurs isotopes radioactifs, sont susceptibles d'induire des impacts radiobiologiques ou radiotoxiques les plus importants. Ces derniers sont évalués sur la base d'une hiérarchisation des radionucléides à vie longue qui reste encore à faire d'une façon plus exhaustive. Parmi les éléments retenus se trouvent les actinides mineurs, le neptunium, l'américium et le curium, l'iode, le technétium et le césium et bien entendu l'uranium et le plutonium séparés dans le procédé PUREX*. Concernant la hiérarchisation des radionucléides qui fait l'objet des réflexions d'un groupe de travail interorganismes, le CEA, pour les besoins de ses études, a créé un groupe de travail pour établir une base homogène de données. Parmi les neuf critères retenus, plusieurs d'entre eux relèvent de la chimie : la séparation chimique, le relâchement des radionucléides suite à l'altération de la matrice de confinement et la migration des radionucléides dans la géosphère. C'est ainsi que le comportement des éléments comme le zirconium et le palladium dont les isotopes zirconium-93 et palladium-107 sont abondants dans les combustibles usés et ceux comme le chlore et l'étain dont les isotopes chlore-36 et étain-126 peuvent être très mobiles dans la géosphère, méritent une plus grande attention.

La Commission a rappelé dans son rapport n° 4 les schémas de référence et les variantes étudiées pour la séparation des éléments. Elle n'y revient pas dans la mesure où ils n'ont pas été modifiés.

Un modèle d'extraction du neptunium a été finalisé par le CEA sur la base d'expériences de laboratoire mettant en œuvre l'extraction de cet élément par le TBP* et l'étude de son comportement d'oxydo-réduction en milieux biphasiques de retraitement. Les résultats de la modélisation ont été confrontés au retour d'expérience des usines UP3* et UP2 800* de La Hague. La concordance des résultats apparaît correcte, bien qu'il semble nécessaire d'affiner encore le modèle. La fraction de technétium soluble, qui représente environ 90 % du total pour le procédé PUREX*, se retrouve suite à une coextraction par le TBP*, avec les solutions acides de lavage des phases organiques contenant l'uranium et le plutonium. Le procédé qui est privilégié actuellement pour la récupération du technétium à mieux que 90% est une électrodéposition suivie d'une redissolution puis d'une précipitation à l'aide de cations tétra-alkylammonium*. Ces précipités peuvent être décomposés sous forme de métal ou de carbure qui sont aptes à constituer des cibles pour une transmutation ultérieure en réacteur. Il reste à s'occuper du technétium insoluble des combustibles

* Terme défini dans le glossaire

UOX* retraités dont le taux est estimé actuellement à 10 % par le CEA. La récupération de l'iode par de nouveaux procédés est également envisagée, le procédé en cours aujourd'hui permet de récupérer l'iode à 95 %. Les recherches sur l'extraction du césium en présence de solvant par des calixarènes* à partir de solutions acides progresse normalement. Les molécules de calixarènes* évoquées dans le rapport n° 4 sont maintenant synthétisées à une échelle suffisante pour permettre un développement de procédé.

On remarquera que les calixarènes* ont des potentialités remarquables et jouent, ou pourraient jouer, un rôle important dans les recherches menées dans le cadre de l'axe 1 de la loi. Le CEA a une bonne maîtrise de leur utilisation. La Commission souhaite être plus amplement informée pour le prochain rapport sur les développements et les applications potentielles de ces molécules.

6.2.4.1 Le procédé DIAMEX*

La faisabilité scientifique de ce procédé est acquise pour plusieurs molécules de diamides ; l'une d'entre elles, la DMDOHEMA*, sélectionnée désormais comme molécule de référence, conduit à un optimum d'extraction simultanée des actinides et des lanthanides et elle a un meilleur comportement hydrodynamique au cours de l'extraction que la DMDBTDMA* retenue jusqu'à ce jour ; sa résistance à la dégradation est équivalente aux autres molécules. D'une façon générale, les diamides sont plus sensibles à la radiolyse que le TBP* mais leurs produits de dégradation, bien que très nombreux, ne sont pas rédhibitoires pour la faisabilité du procédé. Le problème de la coextraction du ruthénium est en passe d'être résolu, comme ont été résolus ceux du zirconium, du molybdène et du fer, par l'ajout d'acide oxalique à la solution de produits de fission issue du procédé PUREX*. Le procédé de référence DIAMEX* a été testé en actif à l'ITU* de Karlsruhe avec des batteries d'extracteurs centrifuges sur la base des schémas du CEA en utilisant la première molécule retenue, la DMDBTDMA*, dans le cadre des études du contrat Newport* du 4^{ème} PCRD*. Les résultats sont conformes à ceux attendus mais ils ont fait apparaître des problèmes au niveau de l'extraction du palladium et de l'yttrium.

* Terme défini dans le glossaire

Un point important pour une application industrielle du procédé concerne la régénération du solvant et sa destruction afin de se conformer à l'impératif de réduction de volume évoqué précédemment. Plusieurs voies sont explorées.

Les études sur échantillons simulés et réels en vue d'améliorer les extractions par le procédé DIAMEX* sont en cours. Des essais sur solution réelle sont programmés dans ATALANTE* pour la fin 1999. La Commission souhaite être informée des résultats de ces essais dès qu'ils seront disponibles.

6.2.4.2 Le procédé SANEX*

Tous les paramètres pour le procédé SANEX* qui vise à séparer les actinides des lanthanides ne sont pas encore définis. Dans le rapport n° 4, plusieurs voies de faisabilité de cette difficile séparation ont été décrites. La stratégie de base repose sur l'utilisation de molécules azotées ou soufrées dans un solvant de type industriel pour mieux extraire les actinides que les lanthanides à partir de solutions aqueuses les plus acides possible comme le sont les solutions de retour du procédé DIAMEX*. Toutefois, il faut associer ces molécules avec d'autres afin d'exacerber, par effet synergique, le pouvoir sélectif assez ténu des atomes d'azote ou de soufre lors de l'extraction.

Dans ce cadre de ces recherches, un saut qualitatif a été fait pour l'utilisation des molécules azotées. En effet, une nouvelle famille de molécules dérivées du bis-triazinyl-pyridine* a été synthétisée et étudiée dans le cadre du contrat Newport*, puis testée au CEA. Elles permettent, en particulier avec l'une d'entre elle, la nPr-BTP*, de travailler dans des milieux beaucoup plus acides et avec de meilleures performances de séparation que ne l'autorisait la molécule dérivée du dipyridil-triazine*, la TPTZ*, retenue pour la voie de référence décrite dans le rapport n° 4. Par ailleurs, il n'y a plus besoin d'ajouts de molécules à effet synergique, l'extraction peut se faire en utilisant des systèmes biphasiques classiques. Ces études prometteuses sont rapidement passées du stade de laboratoire à des essais intégrés en batterie de mélangeurs, décanteurs ou d'extracteurs centrifuges. Ces essais préparent la démonstration de faisabilité scientifique.

* Terme défini dans le glossaire

A cet égard, la voie de référence avec la TPTZ* (molécule azotée), ainsi que celle mettant en jeu le Cyanex 301* purifié (molécule soufrée), ont été testées sur solution réelle selon les schémas CEA, d'une part au KFA de Jülich* et d'autre part à l'ITU* de Karlsruhe dans le cadre du contrat Newpart*.

Par ailleurs à Marcoule, on a montré l'excellente séparation des actinides et des lanthanides sur des solutions simulées actives à partir d'un milieu nitrique en utilisant la nPr-BTP* diluée dans un mélange de TPH* et d'octanol*. Ces tests ont été répétés à l'ITU* à l'aide d'extracteurs centrifuges alors qu'à Marcoule on a utilisé la technique de mélangeurs - décanteurs.

Le verrou qui subsistait dans le programme ACTINEX* semble en voie de sauter. La Commission souhaite également être informée pour son prochain rapport sur les nouvelles avancées techniques et sur les résultats considérés comme fermement acquis.

6.2.4.3 Les variantes du procédé de référence

Une des variantes, étudiées par le CEA pour la séparation sélective des actinides à partir des phases aqueuses du procédé DIAMEX* consistait à essayer de réextraire sélectivement les actinides présents dans les phases organiques de ce procédé à l'aide de complexants appropriés. Les études ont en fait montré que l'on pouvait aussi partir directement des solutions de produits de fission du procédé PUREX* sans ajout d'acide oxalique qui est destiné à éviter l'extraction parasite de certains éléments par les diamides. Un schéma de procédé, appelé PALADIN*, a ainsi été testé avec succès sur des solutions simulées ; il conduit après une extraction conjointe des actinides et des lanthanides par une diamide, à une réextraction successive des actinides puis des lanthanides avec une séparation supérieure à 99 %. Toutefois ce procédé reste, semble-t-il, plus compliqué que celui qui mettrait en œuvre les nouvelles molécules azotées dans le cadre du procédé SANEX* de référence.

Le CEA a mené quelques études exploratoires de séparation actinides/lanthanides fondées sur la précipitation sélective des actinides par les anions hexacyanoferrates* ou bien sur la rétention sélective des actinides en utilisant des polymères de type résine échangeuse d'ions complexantes,

* Terme défini dans le glossaire

dites « imprimées ». L'impression est obtenue par la polymérisation qui est effectuée en présence de l'ion à fixer ; ce dernier est ensuite enlevé par élution. Cette opération confère aux groupements complexants attachés au polymère la disposition spatiale correcte pour capter à nouveau l'ion élué précédemment. Ces matériaux dits « à mémoire » constituent une nouveauté ; ils ont surtout été développés à l'étranger.

6.2.4.4 Les procédés SESAME*

Les possibilités d'application des procédés SESAME* conduisant à la séparation de l'américium, reposent sur le principe de l'oxydation sélective de l'américium suivie d'une extraction puis d'une dés extraction. Le schéma de référence étudié par le CEA s'adresse à la solution de retour du procédé DIAMEX*, contenant l'américium, le curium et les lanthanides. Il consiste à oxyder l'américium trivalent avec l'argent divalent en présence d'un polyanion de silicotungstate* qui est vitrifiable, et à l'extraire par le TBP*. Au préalable, il est nécessaire d'extraire le cérium mais cela ne pose pas de problème. Ce schéma a été partiellement testé avec succès jusqu'au stade de l'extraction du cérium. La technique de récupération de l'argent qui a servi à l'oxydation est aussi acquise. Les tests expérimentaux ont été planifiés ; les premiers d'entre eux ont débuté.

Pour clore ces considérations sur les séparations à partir de milieux aqueux, il convient d'ajouter que ces procédés pourront trouver une application pour le traitement des futures cibles de transmutation dans la mesure où elles pourront être traitées par hydrochimie. Dans cette optique, des recherches de solubilisation de ces cibles en milieux acides se poursuivent.

En conclusion, afin de préparer l'évaluation de l'étape de faisabilité scientifique de l'ensemble des procédés de séparation qui est prévue en 2001, la Commission souhaite recevoir un bilan des principaux résultats déjà acquis.

* Terme défini dans le glossaire

6.2.5 Les autres recherches de séparation poussée

6.2.5.1 Le procédé PYREX*

Le procédé PYREX* de séparation, en particulier des actinides, à l'aide de sels fondus, repose sur la propriété de ces éléments d'être plus facilement réductibles vers l'état métallique que les lanthanides et les produits de fission (voir rapport n° 4). Ainsi, l'américium et le curium peuvent être séparés des lanthanides en milieux fluorures fondus par extraction réductrice dans des métaux ou des alliages liquides, pour autant que les autres produits de fission aient été extraits ; cette extraction est praticable. Un essai en actif a été réalisé sur du laitier provenant de la fusion de coques qui simule à peu près le comportement d'un calcinat de produits de fission. Cet essai montre que l'américium mais aussi le plutonium sont bien transférés dans un alliage aluminium-cuivre.

Le CEA a décidé de réorienter en priorité la pyrochimie vers le traitement de cibles d'irradiation, ce qui correspond à privilégier une stratégie de double strate pour ce qui concerne la transmutation. Le CEA dispose des outils et des moyens pour travailler à haute température et en milieu actif. Par ailleurs, les dernières études qu'il a conduit lui ont conféré une compétence certaine en extraction avec les sels fondus et les métaux liquides. La Commission a reçu début juin 1999 le programme élaboré dans le cadre de la loi ; celui-ci sera évalué dans son prochain rapport.

6.2.5.2 Les études théoriques et la modélisation

La Commission a relevé qu'un effort important dans les domaines de la dynamique moléculaire et de la chimie quantique avait été entrepris par les chercheurs de la Direction du Cycle du Combustible du CEA, seuls ou avec les autres unités opérationnelles du CEA, ou bien dans le cadre de collaborations nationales, notamment en liaison avec le GdR PRACTIS*, ou bien internationales. Cet effort vise essentiellement à soutenir les recherches expérimentales. En 1998 des résultats nouveaux et originaux apparaissent. Ils concernent les calixarènes*, les diamides* et les molécules azotées ou soufrées utilisées dans les procédés évoqués ci-dessus, et portent sur les interactions

* Terme défini dans le glossaire

entre les actinides et certains produits de fission à vie longue. Les études s'intéressent à la nature des liaisons engagées par les éléments : ionicité, covalence, potentiels intra-moléculaires, études qui sont conduites dans le cadre plus général de la chimie de coordination. Elles permettent la recherche prospective de nouvelles molécules. Dans cette voie, sur la base des influences électroniques des motifs moléculaires sur les atomes donneurs comme l'oxygène, l'azote et le soufre contenus dans une molécule, on essaie de prévoir comment il faut construire celle-ci afin d'augmenter sa sélectivité vis-à-vis d'un actinide et d'un lanthanide au cours du processus d'extraction. Ces recherches s'appliquent aussi à une autre voie qui est celle de la modélisation des interactions en solution ; ces dernières nécessitent en outre le calcul des potentiels inter-moléculaires.

Par ailleurs, d'autres recherches théoriques concernent les mécanismes de complexation et d'extraction en liaison avec les données structurales, thermodynamiques, cinétiques et spectroscopiques décrites dans la littérature ou acquises spécifiquement par les chercheurs de la Direction du Cycle du Combustible. A cet égard, un gros effort d'expérimentation de pointe a été, ou est, mis en place à Marcoule à l'aide des techniques de RMN*, IR lointain*, de calorimétrie*, de diffraction* et d'absorption X*.

Tous ces travaux de recherche liés à l'axe 1 de la loi et relevant de la chimie ont donné lieu en 1998 à de nombreux rapports techniques, à de communications dans les congrès nationaux, y compris dans les réunions des GdR regroupés dans PACE*, ou internationaux et à des publications dans des revues scientifiques.

6.2.6 Les conclusions sur les études de séparation

En conclusion, la Commission considère que les recherches de séparation poussée se poursuivent normalement et de façon équilibrée entre les expérimentations, les modélisations des procédés et les études théoriques. Le stade de la recherche fondamentale en laboratoire a été franchi pour plusieurs schémas de référence de séparation en passant, avec l'intégration des processus élémentaires, aux premiers stades de la faisabilité technique, par exemple avec la mise en œuvre de batteries d'extracteurs centrifuges sur des solutions simulées ou réelles. Ce sont des

* Terme défini dans le glossaire

expérimentations longues et les résultats qu'elles apportent se prêtent moins aux effets d'annonce que les expériences de laboratoire. Mais ces expérimentations permettront de valider les schémas de procédés, c'est-à-dire d'en évaluer la faisabilité technique. La recherche en laboratoire reste évidemment nécessaire, comme le montre la récente découverte de molécules azotées aux performances exceptionnelles. Au CEA, elle est active et ouverte sur la communauté scientifique internationale. Enfin, le niveau théorique qui l'accompagne monte en puissance. Le nombre de publications dans des revues internationales est en augmentation constante.

La commission encourage vivement le CEA, responsable de l'axe 1, à poursuivre ses efforts pour la séparation poussée et souhaite être informée des développements en cours pour une évaluation dans son prochain rapport.

6.3 LA TRANSMUTATION ET LES SYSTEMES HYBRIDES

6.3.1 La documentation et les principaux acquis de 1998

La Commission a évalué les recherches sur la partie Transmutation de l'axe 1 de la loi du 30 décembre 1991 en s'appuyant sur l'audition du 24 novembre 1998 et sur une partie des auditions des 6 janvier et 9 mars 1999. Elle s'est également appuyée sur le rapport du groupe de travail du MENRT* de juillet 1998, rédigé par MM. F. CARRE et H. DOUBRE, sur le document général du MENRT* produit par F. JACQ le 9 mars 1999, ainsi que sur le rapport d'activité de 1998 du CEA concernant l'axe 1. Enfin, lors d'une visite au Centre de Saclay le 13 avril 1999, la Commission s'est directement informée de l'état d'avancement du programme IPHI* (Injection de Protons de Haute Intensité) mené par le CEA et l'IN2P3* ainsi que des problèmes techniques que pose l'accélération de faisceaux de protons de haute intensité, en liaison avec le pilotage de réacteurs sous-critiques.

Il y a peu de faits marquants couvrant la période allant d'octobre 1998, date de remise du 4ème rapport, à juin 1999, si ce n'est :

- la prise de position des industriels (EDF, FRAMATOME, COGEMA) qui considèrent la transmutation comme un axe de recherche et non comme une option de stratégie industrielle (Cf. § 3.2),

* Terme défini dans le glossaire

- l'intérêt des industriels autres que EDF pour les études de base sur les systèmes innovants, concrétisé par la participation de FRAMATOME au Conseil de Groupement de GEDEON* et par celle de TECHNICATOME aux activités de ce Groupement de Recherche,
- au plan national, la mise en place entre le CEA et le CNRS d'une structure chargée d'étudier les conditions (identification des études à mener, calendrier, moyens, collaborations) de réalisation d'un démonstrateur de système hybride de 100 MW thermique,
- au plan européen, l'élargissement du Groupe Tripartite (Espagne, France, Italie) relatif à un démonstrateur européen de système hybride, à quatre autres pays de l'Union Européenne (Allemagne, Autriche, Belgique et Portugal),
- au plan international, une évolution prudente mais positive du DOE* (Department of Energy, Etats-Unis d'Amérique) en faveur de la transmutation des déchets nucléaires, matérialisée par la mise en place de structures d'évaluation et de proposition relatives à la définition et éventuellement à la réalisation d'un système hybride (ATW* : Accelerator Transmutation of Wastes) en trois étapes ce qui est désigné sous le nom de " road mapping ",
- l'élaboration par les partenaires européens de propositions communes de thèmes de recherche en vue des appels d'offre qui seront lancés dans le courant de 1999 dans le cadre du 5^{ème} PCRD*,
- l'arrêt de PHENIX* jusqu'en avril 2000, date à laquelle devra démarrer le programme expérimental d'irradiation figurant dans le rapport n° 4 de la Commission.

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

Les études de transmutation à l'aide de réacteurs critiques concernent :

- la modélisation des propriétés de cœurs contenant des produits à transmuter, en mode homogène* ou hétérogène*, dans des réacteurs de type REP* existants ou dans de futurs éventuels réacteurs de type RNR*, ainsi que le calcul de l'évolution de ces produits au cours des cycles d'irradiation. Le CEA continue ce type d'études dans des cas proches des cœurs actuels de REP* : combustible MIX* sur

* Terme défini dans le glossaire

support à uranium enrichi, pour la stabilisation du plutonium, cœur à modulation accrue pour limiter la production de plutonium et d'actinides mineurs,

- les études expérimentales sur les combustibles et les cibles, avec en particulier le programme d'irradiations dans PHENIX* jusqu'en 2004. En 1998, le CEA a continué de préparer toutes les expériences d'irradiation qui sont prévues lors du démarrage du 51^{ème} cycle de PHENIX* (avril 2000) et dont la liste figure page 92 du rapport n° 4 de la Commission. Ces irradiations visent à établir les taux de réactions intégrés de certains actinides mineurs et produits de fission à vie longue (irradiations PROFIL-R et -M') et à étudier le comportement sous irradiation de matériaux entrant dans la composition de cibles ou d'assemblages (matériaux à base d'américium, matrices inertes comme les nitrures d'aluminium et de titane, matériaux modérateurs comme $^{11}\text{B}_4\text{C}$). Il apparaît que le CEA sera en mesure d'entreprendre en 2000 cet ambitieux et quasi exhaustif programme d'irradiation à PHENIX*, mais aussi auprès d'autres installations comme GANIL*, dont les résultats sont indispensables pour évaluer la faisabilité technique de la transmutation en réacteur critique ou non. Le CEA mène également les études correspondantes de fabrication de pastilles, crayons et assemblages,
- la physique de base au CEA et au CNRS, pour compléter et améliorer les données nucléaires et les codes de calcul. EDF développe également des outils de calcul et de modélisation de manière à disposer de sa propre expertise dans le domaine de la transmutation, et réalise des études prospectives (réacteurs à sels fondus par exemple).

6.3.3 Les études sur le multirecyclage du plutonium dans les REP

Suite aux interrogations de la Commission dans son rapport n° 4 sur la possibilité du multirecyclage du plutonium dans les réacteurs thermiques tels que les REP* actuels, le CEA a apporté des éléments de réponse en décrivant les diverses possibilités de multirecyclage dans un document de synthèse remis le 18 mars 1999. Il apparaît en effet que le multirecyclage est, du point de vue de la physique, possible dans les REP* en limitant la teneur en plutonium de manière à maintenir les divers coefficients de réactivité à des valeurs négatives acceptables. Ceci peut être atteint par diverses méthodes :

* Terme défini dans le glossaire

- par augmentation du rapport de modération, soit en augmentant le volume d'eau par rapport à celui du combustible (concept RMA*), soit en diminuant la densité du combustible (concept RMA-U*),
- en mode homogène au niveau de l'assemblage, en limitant la teneur en plutonium, par dilution sur support à uranium enrichi dans l'ensemble ou dans une partie des réacteurs du parc (concept MIX*),
- en mode hétérogène au niveau de l'assemblage, en mélangeant des crayons UOX* et MOX*, ces derniers pouvant être soit de conception standard (concept DUPLEX*), soit constitués de pastilles annulaires d'oxyde mixte plutonium/cérium sans uranium (concept APA*).

Le document du CEA souligne également les difficultés que rencontrerait la mise en œuvre industrielle de tels combustibles dans des réacteurs REP* existant ou dérivés des réacteurs présents (projet EPR*). En effet, le concept RMA* conduit à réduire la puissance du réacteur pour une cuve donnée (par exemple la puissance de 900 MWé descendrait à 680 MWé pour la même cuve), ce qui représente une pénalité économique. Les concepts MIX* ou DUPLEX* nécessiteraient une importante augmentation des capacités actuelles de fabrication de crayons et d'assemblages MOX*.

Ces scénarios étaient pour certains d'entre eux déjà connus de la Commission, qui avait d'ailleurs à plusieurs reprises demandé que l'on prenne en compte la modération accrue et le recyclage homogène MIX* comme un moyen de gestion à long-terme du plutonium à l'aide des REP* seuls. La question posée dans son rapport N° 4 portait sur une autre problématique : si les RNR* ne se développent pas ou à un rythme insuffisant à une échéance d'une cinquantaine d'années, les REP* seraient-ils en revanche capables de gérer en plus de leur propre plutonium (à l'aide des méthodes identifiées ci-dessus) celui qui aura été accumulé dans les combustibles MOX* usés que EDF aura produit et entreposé pendant plusieurs décennies ? C'est sur ce point que la Commission souhaiterait obtenir des éclaircissements qui devraient être normalement apportés par les études de scénarios discutées au § 6.3.6.

6.3.4 Les recherches de base sur les systèmes hybrides

Les recherches générales concernant les systèmes hybrides sont menées essentiellement dans le cadre du Groupement de Recherche GEDEON*. Les points importants à noter depuis le précédent rapport de la Commission sont les suivants :

* Terme défini dans le glossaire

- au plan organisationnel, l'entrée de FRAMATOME au Conseil de Groupement de GEDEON*, et du CNAM* et de TECHNICATOME* au niveau des activités scientifiques du GdR*. Les moyens propres des organismes représentent typiquement 100 chercheurs/an répartis à égalité entre le CEA et le CNRS, l'augmentation de cet effectif par rapport à 1997 venant essentiellement du secteur matériaux. D'autre part, de nombreuses discussions ont eu lieu sur le projet de créer un programme commun CEA-CNRS sur les hybrides avec deux volets : la conception et réalisation d'un démonstrateur et les recherches de base menées aujourd'hui dans le cadre de GEDEON*. Rien n'a actuellement abouti,
- au plan scientifique, une plus grande implication de GEDEON* dans les recherches menées sur les accélérateurs de haute intensité, avec la constitution d'un groupe de travail CEA-IN2P3* chargé de dresser l'inventaire des recherches à mener dans le cadre de GEDEON* en relation avec l'accélérateur et tous les problèmes d'interface avec la cible et le réacteur (matériaux, sûreté ...). Ce groupe devra tirer profit des résultats de l'atelier OCDE* sur les accélérateurs qui s'est tenu à Mito en 1998 au Japon et se coupler à celui organisé sous l'égide de l'AEN* de l'OCDE* à Cadarache en novembre 1999. Sinon, l'ensemble des recherches sont dans le prolongement de ce qui a été déjà décrit dans le rapport n° 4, avec cependant un démarrage d'études à caractère plus technique concernant la cible de spallation (action propre au CEA, collaboration entre CEA, Subatech* (IN2P3*) et PSI* (Suisse).

6.3.5 Les projets de démonstrateur de systèmes hybrides

Le rapport du groupe de travail du MENRT* de juillet 1998 expose la démarche adoptée en France pour la réalisation d'un démonstrateur de système hybride à mener dans un cadre européen. Tout le monde s'accorde à dire qu'un tel démonstrateur est indispensable avant même tout prototype, en raison de technologies très innovantes à développer notamment en matière d'accélérateur de haute intensité et de cible, voire de caloporteur, au plomb ou plomb-bismuth.

Nous ne reprendrons pas ici les conclusions principales de ce rapport qui ont été déjà exposées dans le précédent rapport de la Commission. L'explicitation détaillée des étapes à parcourir pour arriver en 2006 à un dossier permettant une décision éventuelle de construction d'un tel instrument, a été confiée à un groupe de travail CEA-IN2P3, qui étudie notamment les besoins budgétaires et en compétences ainsi

* Terme défini dans le glossaire

que le dossier de motivation à produire fin 2000. On rappelle que les étapes qui doivent être franchies pour aboutir en 2006 à une éventuelle décision, sont les suivantes :

- 1998 - fin 2000 : Choix d'options ; dossier de motivation pour le lancement du projet,
- 2000 - 2002 : Etude de faisabilité et dossiers d'options de sûreté / études de site,
- 2002 : Choix du site et dossiers réglementaires pour la création de l'installation,
- 2003 - 2006 : Etude de définitions et études détaillées pour dossier de construction,
- 2006 - 2010 : Construction,
- Après 2010 : Mise en service, essais de fonctionnement, expérimentations.

Un tel calendrier est fondé sur certaines hypothèses, notamment qu'en 2003 on puisse bénéficier :

- des résultats de l'expérience de la cible de spallation de 1 MW construite pour Los Alamos dans le cadre du projet ISTC-559*,
- de l'aboutissement du projet IPHI* d'injecteur 10 MeV, 100 mA développé à Saclay par le CEA et l'IN2P3,
- de données techniques permettant de valider les options prises pour les matériaux.

Si chacune des parties prenantes affiche des calendriers compatibles avec cet objectif à atteindre pour 2003, il n'en reste pas moins que cela suppose un financement adéquat, ce qui semble loin d'être acquis pour Los Alamos (LANL*), pour lequel il n'y a à ce jour aucun financement pour le fonctionnement de la cible, et pour IPHI* qui connaît également des difficultés de financement.

Par ailleurs, la démonstration par IPHI* que l'on puisse atteindre des qualités de faisceau satisfaisantes pour le pilotage d'un réacteur critique, notamment un nombre très réduit d'arrêts de faisceaux intempestifs (un facteur au moins égal à 100 est à

* Terme défini dans le glossaire

gagner), est certainement un objectif majeur à atteindre dans le cadre du démonstrateur.

Ceci amène la Commission à insister pour qu'un effort prioritaire soit consenti sur le projet IPHI*, sans attendre que soit mise en place une structure de programme commun CEA-CNRS qui devrait permettre, en les hiérarchisant, d'arbitrer entre toutes les études techniques à mener pour le démonstrateur.

Au plan européen, lors de sa réunion à Rome le 21 avril 1999, le groupe tripartite des Conseillers des Ministres (Espagne, France et Italie) s'est élargi à quatre nouveaux pays, ce qui témoigne d'un progrès de l'intérêt pour les systèmes hybrides en Europe et notamment pour un démonstrateur. Aussi un nouveau comité technique élargi, comprenant sept pays, a-t-il été créé. Il est chargé pour la fin de juillet 1999 et sur la base du précédent rapport de 1998 du Technical Working Group, de définir précisément les actions de recherche et développement devant être menées pour la définition d'un démonstrateur puis de les transcrire en un programme de travail coordonné à l'échelle européenne en s'assurant que tous les points identifiés sont bien traités et qu'il n'y a pas de redondance. Une coordination avec PSI* et le CERN* est également prévue. Ce rapport devrait représenter, après approbation prévue le 17 septembre 1999 par les Conseillers des Ministres, la base d'une demande de soutien au 5ème PCRD*. Il semble que la démarche nationale décrite ci-dessus recoupe assez bien cette démarche européenne.

La Commission prend acte du progrès de l'idée d'un démonstrateur au niveau européen et constate que les organismes CEA et IN2P3* se mettent en position, à travers la réflexion nationale, de participer pleinement à l'élaboration des conditions de réalisation d'un démonstrateur au plan européen.

Au plan international, il est à noter qu'une démarche similaire est adoptée aux Etats-Unis d'Amérique par la prise de position du DOE* en faveur de "road map"*. La différence avec la démarche européenne est dans l'objectif d'un démonstrateur STF* (Subcritical Test Facility) de 5-10 MW thermique, puis d'un prototype ATW* de 500 MW thermique, ainsi que dans l'énoncé des options techniques visant à traiter ensemble le plutonium et les actinides mineurs (par pyrochimie). Trois phases sont ainsi projetées :

- 1999 - 2003 : Faisabilité et viabilité du projet ATW*, et préparation de la phase 2,
- 2004 - 2008 : Construction du STF* et d'une unité de pyrochimie,

* Terme défini dans le glossaire

- 2009 - 2013 : Préparation de ATW* dont la construction pourrait démarrer après 2013.

Comme la Commission l'avait noté dans son précédent rapport, aucun financement spécifique n'a été prévu pour les opérations visant à la construction d'un démonstrateur. Elle constate que le processus décisionnel sera long et complexe à la fois pour des raisons techniques (solutions innovantes à explorer), de sûreté (l'obtention des autorisations pour un dispositif tout à fait nouveau), de partenariat (coordination de partenaires européens, démarches dans le cadre du 5ème PCRD* et des suivants) et politiques (implication de certains gouvernements pour lesquels l'option nucléaire est secondaire voire absente).

En ce qui concerne le plan national, la Commission souhaiterait que se dégagent assez rapidement les points forts que les équipes proposeraient de traiter en France au cas où un démonstrateur serait décidé au plan européen.

6.3.6 Les études de scénarios

Un groupe de travail a été constitué en 1998 entre le CEA, EDF et FRAMATOME pour étudier un nombre limité de scénarios de transmutation dans un parc de réacteurs. Cinq scénarios ont ainsi été sélectionnés, les deux derniers faisant appel à des systèmes hybrides. On peut classer ces cinq scénarios en trois familles, selon le nombre de types de réacteurs du parc.

a/ Le parc à une composante (deux scénarios) :

- le parc est constitué uniquement de réacteurs REP-EPR* utilisant des combustibles MIX* (voir § 8.1.3.2) avec trois variantes : multirecyclage du plutonium seul, multirecyclage de l'ensemble des actinides mineurs, soit en mode homogène* dans les combustibles MIX*, soit en mode hétérogène* pour l'américium et le curium insérés dans des cibles assemblages ou crayons distincts,

* Terme défini dans le glossaire

- le parc est constitué uniquement de RNR* isogénérateur en plutonium, avec les mêmes trois variantes décrites ci-dessus.

b/ Le parc à deux composantes (deux scénarios) :

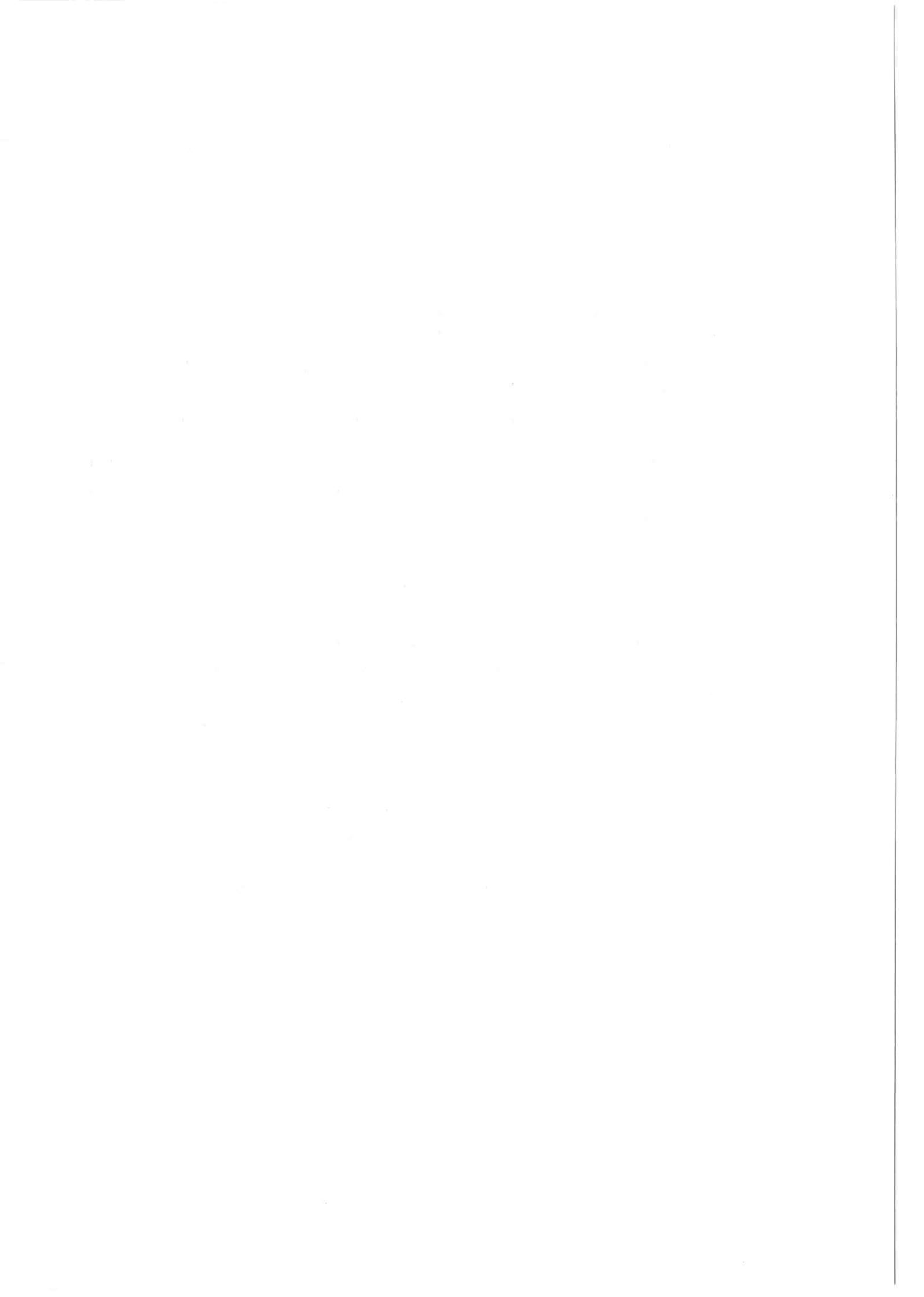
- le parc est essentiellement constitué de réacteurs REP* UOX* et MOX* actuels et de RNR*, avec trois variantes : recyclage du plutonium seul dans les REP-MOX (un ou deux recyclages) poursuivi dans les RNR*, en plus recyclage des actinides mineurs dans les RNR*(en mode homogène pour le neptunium qui est mélangé au plutonium, et hétérogène pour les autres en cibles "à passage direct"), enfin transmutation supplémentaire de certains produits de fission à vie longue,
- le parc est constitué de réacteurs REP* UOX* et de réacteurs hybrides, ceux-ci incinérant l'ensemble plutonium, actinides mineurs et certains produits de fission à vie longue.

c/ Le parc à trois composantes (un scénario dit à double strate) :

- le parc est constitué d'une première strate, constituée de réacteurs REP-UOX* et MOX* et de RNR* ; elle est dévolue à la production d'énergie avec multirecyclage du plutonium seul, tandis que la deuxième strate est constituée de réacteurs hybrides incinérant les actinides mineurs et certains produits de fission à vie longue.

Les deux scénarios faisant appel aux systèmes hybrides ne seront étudiés que d'une manière simplifiée, contrairement aux trois autres pour lesquels seront examinés en plus des flux de matières et de déchets nucléaires, d'autres paramètres (sûreté, rejets, doses, faisabilité industrielle et coûts). Les résultats de ces études devraient être disponibles en 2001.

* Terme défini dans le glossaire



CHAPITRE 7 : LES RECHERCHES POUR LES LABORATOIRES SOUTERRAINS ET LE STOCKAGE GEOLOGIQUE - Axe 2 de la loi

Les conclusions du Comité Interministériel du 2 février 1998 précisent que pour les laboratoires souterrains, « le Gouvernement demande à la Commission Nationale d'Évaluation de poursuivre sa réflexion sur la réversibilité et les moyens de l'assurer, et de lui faire part de ses travaux avant la fin du premier semestre. Le Gouvernement fera alors connaître ses décisions concernant le choix des sites des laboratoires souterrains ».

La Commission a remis en juin 1998 son rapport intitulé : « Réflexions sur la réversibilité des stockages ».

Le Comité Interministériel du 9 décembre 1998 a décidé « de poursuivre les recherches dans deux laboratoires sur deux sites, l'un dans l'argile à Bure* dans la Meuse et l'autre dans le granite ». Il a ainsi décidé de « rechercher un nouveau site granitique susceptible d'accueillir un laboratoire souterrain. La recherche de ce site commencera dès le début de 1999 ».

Cette situation administrative a donc conduit l'ANDRA, pilote des recherches de l'axe 2, à poursuivre et à intensifier les recherches pour le stockage géologique (champ proche, comportement à long terme des colis, hiérarchisation des radionucléides), le programme des travaux à mener dans les laboratoires souterrains, l'élaboration des options initiales de conception, ainsi que les exercices de sûreté préliminaires associés à ces concepts.

L'ANDRA informe régulièrement la Commission de son approche de la conception d'un éventuel stockage dans laquelle l'étape de la construction et de l'exploitation d'un laboratoire de recherches pour la connaissance d'un site revêt une importance particulière. A la suite des récentes décisions du gouvernement, les échéances pour passer aux actions concrètes se rapprochent. C'est pourquoi, la Commission consacre dans ce rapport les paragraphes 7.2 et 7.3 à l'évaluation des dernières recherches préparatoires conduites par l'ANDRA pour l'ouverture d'un laboratoire profond en milieu argileux et des premières données scientifiques disponibles pour la recherche d'un site de laboratoire en milieu granitique.

7.1 LE PROGRAMME GENERAL DE L'ANDRA

Le 9 mars 1999, lors de l'audition consacrée à la stratégie et au programme des recherches, l'ANDRA a présenté un programme détaillé et les objectifs de recherche pour l'axe 2.

* Terme défini dans le glossaire

Ce programme détaillé est basé sur les points principaux suivants :

- l'étude de la barrière géologique qui comporte trois objectifs :
 - la description de la géométrie des formations cibles,
 - la vérification pour chaque situation de stockage de la performance de la barrière géologique,
 - la caractérisation des écoulements et leur transfert associé.

Concernant le site expérimental de l'Est, le détail de la situation exposée par l'ANDRA est examiné au § 7.2.

- les colis dont les études sont orientées vers, d'une part, la description quantitative et, d'autre part, la transcription des exigences des concepts de stockage dans les spécifications ; les échéanciers pour l'inventaire, les spécifications et les agréments ont été confirmés,
- les barrières ouvragées, dont le dimensionnement final doit être fixé en 2005, nécessitent de définir leur rôle et leurs performances ; elles tiennent une place importante dans l'élaboration des concepts de stockage,
- les systèmes de scellement, destinés à restaurer les propriétés de confinement du milieu géologique, sont indispensables pour conforter la sûreté à long terme du stockage,
- le laboratoire souterrain : pour le site de l'Est, actuellement retenu, une évaluation est présentée au § 7.2.3,
- la démarche de sûreté, pour laquelle les premiers exercices ont été présentés à la Commission et qui sont évalués au § 7.4,
- la modélisation de la biosphère, indispensable pour l'évaluation à long terme du stockage ; aucun calendrier précis n'a encore été communiqué à la Commission pour ce thème,
- la réversibilité, pour laquelle le Gouvernement a approuvé les grandes lignes du rapport de la Commission, doit se traduire aussi bien dans le concept de stockage que dans le programme des laboratoires souterrains ; les diverses phases de démonstration de la réversibilité revêtent une importance particulière,

- l'avant-projet de stockage géologique comporte quatre thèmes d'étude qui sont la définition technique des ouvrages, l'approche pour une méthode d'exploitation, le planning de construction et l'évaluation des coûts de construction et d'exploitation avec un calendrier associé.

L'état d'avancement de ce programme, sous la forme du rapport scientifique annuel de l'ANDRA, doit faire l'objet d'un avis de la Commission conformément aux conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998 ; cet avis sera fourni après la transmission par l'ANDRA de son rapport annuel ; celle-ci est prévue pour l'été 1999.

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

7.2.1 Les caractéristiques principales du site de l'Est et les objectifs du laboratoire souterrain

Le site de l'Est, sur la commune de Bure*, est situé aux confins des départements de la Meuse et de la Haute Marne. La couche géologique cible est une formation argileuse datant du Callovo-Oxfordien* (environ 150 millions d'années), dont les caractéristiques semblent favorables à un stockage géologique et particulièrement homogènes dans l'espace, du fait d'une origine sédimentaire en faciès de haute mer. La couche argileuse, d'une épaisseur de 130 m, se situe entre les profondeurs de 420 m et 550 m, et est entourée de formations calcaro-marneuses du Dogger* sous-jacent et de l'Oxfordien* au niveau supérieur qui constituent des couches aquifères peu perméables, dont, en outre, les eaux sont pour partie fortement salines. Le site retenu se situe au sein d'une large zone *a priori* non faillée, bordée par deux systèmes de failles ayant encaissé l'essentiel des déformations du bâti géologique. Les échantillons d'argilites recueillis lors des forages montrent des capacités de confinement remarquables, avec des perméabilités très faibles, des propriétés mécaniques satisfaisantes pour ce type de roches, et des conductivités thermiques suffisantes. L'argile du site de l'Est est une roche consolidée, dure, mais susceptible de fluer sous l'influence d'un champ de contrainte déviatorique*. Elle est aussi susceptible de se fracturer, en particulier lors des travaux d'excavation. Le site ne présente *a priori* pas de ressources utiles exploitables dans son voisinage (pas d'indices pétroliers, pas de réserves minérales ou énergétiques, seulement présence possible de couches de sel à grande profondeur. Les objectifs majeurs fixés aux recherches dans le laboratoire souterrain devraient, pour la Commission, être principalement les suivants :

* Terme défini dans le glossaire

- Se conformer aux conclusions essentielles du Conseil interministériel du 9 décembre 1998 et en particulier affiner le concept d'architecture de stockage afin que le laboratoire puisse expérimenter les interactions entre les déchets et les roches dans des conditions les plus proches de la réalité et privilégier la réversibilité. Il faudra démontrer la possibilité d'application des diverses phases.
- Vérifier la constance et la continuité dans l'espace des bonnes propriétés observées à partir des forages. L'épaisseur de la couche d'argile n'étant pas très importante, la conception d'un éventuel stockage dans cette couche conduirait vraisemblablement à une extension horizontale plus importante que pour un autre site où une plus forte épaisseur aurait permis de concevoir un stockage utilisant davantage la dimension verticale (puits de stockage à partir des galeries). Il convient donc de vérifier sur une grande étendue la continuité des propriétés de la couche d'argile. Le laboratoire souterrain, avec ses galeries de reconnaissance en étoile, y contribuera grandement, ainsi que des campagnes de géophysique à partir de la surface, menées avant la construction du laboratoire, sur une surface qui devra de toute façon couvrir à terme l'ensemble de la zone concernée par l'emprise potentielle d'un stockage.
- Vérifier l'absence de discontinuités ou failles au sein de la zone sélectionnée. La prospection géophysique déjà réalisée à partir de la surface permet de savoir qu'il ne devrait pas exister sur le site de discontinuités ou de failles ayant un rejeu vertical supérieur à 10 mètres. Il faut cependant vérifier par le laboratoire souterrain qu'il n'existe pas de discontinuités de plus petite ampleur qui se traduiraient par une modification des propriétés locales de la couche, tant sur ses capacités de confinement que sur ses propriétés mécaniques.
- Tester les méthodes de construction et de soutènement des puits, des galeries et des ouvrages permettant d'assurer la sécurité des travailleurs et des installations d'exploitation pendant la durée de vie d'un stockage avant son rebouchage ; tester les méthodes de mise en place des colis de déchets, et leur possibilité d'extraction dans le cadre de la réversibilité ; tester les méthodes de scellement qui permettront de s'assurer que les travaux de creusement, de remplissage et d'étanchéification des ouvertures ne conduisent pas à une diminution notable des capacités de confinement de la couche.

- Evaluer la capacité de la couche à accueillir divers types de déchets et notamment à supporter sans dommage la charge thermique apportée par des déchets C de haute activité. *In fine*, le laboratoire souterrain devra permettre de définir le schéma de conception, de telle sorte qu'il n'en résulte aucun dommage aux capacités de confinement de la couche. Ceci nécessitera la mise en œuvre sur plusieurs années d'essais thermiques *in situ*.
- Evaluer les capacités de confinement de la couche vis-à-vis des radionucléides contenus dans les déchets. Ces radionucléides sont en effet susceptibles d'être lentement mis en solution dans l'eau contenue dans les pores de la roche, ou dans l'eau qui pourrait accidentellement pénétrer dans un stockage pour des causes naturelles (failles...) ou anthropiques (forage ultérieur, défaut de scellement). Le retour de ces radionucléides vers l'homme se ferait alors par transfert depuis la couche cible jusqu'à la biosphère. Les mécanismes potentiels d'une telle migration sont la diffusion moléculaire dans l'eau contenue dans les pores de l'argile, ou éventuellement la convection, si cette eau est susceptible de migrer. Les informations disponibles à l'heure actuelle font état de l'existence de pressions d'eau plus élevées dans la couche d'argile que dans les formations encaissantes. Ces mesures sont très délicates car le temps de mise à l'équilibre des capteurs de pression devront être explicités. Elles devront être vérifiées *in situ* lors des creusements. Les mécanismes conduisant à l'existence de ces pressions devront être explicités. Il faudra ensuite conduire *in situ* des expériences de migration à l'aide de traceurs ou de métaux lourds au sein de la formation, tant dans les zones loin des galeries, non perturbées par les travaux, que dans la zone potentiellement endommagée par les travaux de creusement et de soutènement. On recherchera tant les propriétés de transport (convection, diffusion) des radionucléides, que les propriétés géochimiques qui régiront tant les conditions d'altération *in situ* des conteneurs et des déchets, que la spéciation* des éléments lors du transport et la rétention de ceux-ci par les capacités de sorption et de fixation de la couche vis-à-vis de chacun des radionucléides. Le problème de la formation et du transport des colloïdes, récemment suspecté pour le plutonium au Nevada Test Site* aux USA, fait partie de cette problématique.

* Terme défini dans le glossaire

- Évaluer le comportement des éventuels gaz qui seraient générés dans un stockage. Il s'agit des gaz de corrosion des métaux, de radiolyse, de dégradation des matrices organiques, des gaz issus des déchets eux-mêmes. Le devenir de ces gaz dans le milieu dépend de sa perméabilité aux gaz, de la possibilité pour ceux-ci de diffuser dans l'eau des pores et de s'y dissoudre, ou éventuellement de migrer en phase gazeuse par micro-fracturation de la roche. Ces mécanismes devront être étudiés *in situ*.
- Acquérir les données nécessaires pour bien caractériser les propriétés des couches aquifères encadrant la couche d'argile, et de façon plus générale, l'ensemble des circulations souterraines dans le voisinage du site et, de façon plus globale, dans l'ensemble du bassin sédimentaire concerné, afin de replacer les circulations locales au sein du contexte général.
- Acquérir les données nécessaires pour reconstituer l'histoire géologique et hydrogéologique de la roche hôte et des formations environnantes. En effet, pour pouvoir prédire le fonctionnement d'un éventuel stockage sur de très longues durées, il convient tout d'abord d'être en mesure de reconstituer son passé sur des durées au moins équivalentes. La capacité pour les modèles qui seront utilisés en prédiction de montrer qu'ils sont aptes à expliquer la situation actuelle est en effet un élément important, aux yeux de la Commission, dans la démonstration de sûreté. Pour cela, il est en particulier nécessaire de prélever un grand nombre d'échantillons de roche et de fluides au sein des formations traversées pour mesurer leurs propriétés et les traceurs naturels des paléocirculations d'eau, des paléotempératures, des paléocontraintes, etc. On pense en particulier à l'âge des eaux dans les différentes formations (par le carbone-14, le chlore-36, ou d'autres traceurs du cycle de l'eau comme l'oxygène-18, le deutérium), mais aussi à l'origine des eaux (par les isotopes du strontium, les gaz rares, le chlore-37, par exemple). Ces travaux de prélèvements devront s'appuyer sur une reconstitution locale et régionale de l'histoire géologique du bassin.
- Caractériser l'état initial de l'environnement avant les travaux.
- Reconnaître l'éventuelle présence sur le site d'anomalies non détectées lors de la reconnaissance initiale, au droit du site ou dans son entourage.
- Procéder à un essai, à définir, permettant d'estimer la dilution des éventuels radionucléides migrant au sein de la formation argileuse, quand ils arriveraient dans les formations aquifères encadrantes. Selon les exercices préliminaires de sûreté présentés par l'ANDRA, un des scénarios accidentels qui sera étudié est celui du "scénario puits", où dans l'avenir un forage d'eau serait implanté dans l'une ou l'autre des formations aquifères (vraisemblablement les marno-calcaires de

l'Oxfordien*) encadrant la couche d'argile. Pour quantifier les doses potentielles engendrées par un tel scénario accidentel, il est nécessaire de fournir aux outils de calcul la dilution du flux de radionucléides à l'intérieur de l'eau pompée par le puits. Dans tous les exercices de sûreté effectués jusqu'ici, ce facteur de dilution du "scénario puits" est fixé de façon arbitraire. Comme ce scénario est généralement très pénalisant, la Commission recommande que l'ANDRA lui présente prochainement un programme de recherche et d'essais qui permettra de quantifier de façon non arbitraire ce facteur de dilution.

L'ensemble de ces éléments concourront à la finalisation des conceptions de stockage dont les options initiales ont été déjà élaborées par l'ANDRA, et à la définition des scénarios et de paramètres à utiliser pour une analyse de sûreté.

7.2.2 Le calendrier

Bien que le Gouvernement ait annoncé sa décision le 9 novembre 1998, le décret d'autorisation d'installation et d'exploitation du laboratoire souterrain de l'Est doit être pris en Conseil d'Etat. Ce décret est aujourd'hui vraisemblablement imminent, mais non encore paru à l'heure où est imprimé ce rapport. Le calendrier des travaux de recherche sur le site proposé par l'ANDRA est en principe le suivant :

- Juillet 1999 : début des travaux d'aménagement du site en surface,
- Juillet 2000 : début du fonçage des deux puits,
- 2001 : mise à disposition des premières infrastructures du laboratoire souterrain,
- 2001 : avant projet préliminaire de stockage, et première vérification de sûreté,
- 2001-2005 : investigation dans le laboratoire souterrain, expérimentation en surface, calage et validation des modèles,
- 2004 : deuxième vérification de sûreté,
- 2005 : avant projet de stockage et démonstration de sûreté,
- 2006 : présentation des résultats dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

La Commission souligne une nouvelle fois que ce calendrier est extrêmement tendu pour respecter les échéances de 2006 fixées par la loi. Elle considère cependant que la première responsabilité de l'ANDRA doit être de mener les travaux de recherche avec toute la qualité scientifique, le soin, voire la méticulosité ainsi que l'exhaustivité nécessaires pour que les éléments permettant d'établir de façon indiscutable la

* Terme défini dans le glossaire

faisabilité et la sûreté de la réalisation d'un éventuel stockage soient réunis. Elle demande à cet égard à l'ANDRA de lui exposer le plan d'assurance qualité particulier qu'elle compte mettre en œuvre en matière d'acquisition de données, pour que les résultats de ces travaux ne puissent en aucun cas être douteux ou contestés. La Commission place clairement l'obligation d'acquérir des données solidement établies sur les propriétés du site avant celle de respecter le calendrier.

La Commission recommande de plus que soient explicités le rythme et la façon dont les informations qui seront issues des travaux en laboratoire souterrain feront évoluer d'une part les options de conception d'un stockage, et d'autre part les vérifications de sûreté. Elle demande en particulier que lui soit précisée la date à laquelle l'ANDRA fixera le "gel" des données qui seront utilisées pour la conception de l'avant projet et l'analyse de sûreté de 2006, c'est-à-dire la date à laquelle toute nouvelle information ne pourra plus être prise en compte dans l'analyse. Dans la mesure où toutes les données ne seront pas acquises en 2006, la Commission souhaite que soit définie la façon dont on complétera les données disponibles.

7.2.3 L'organisation des recherches

L'ANDRA a décidé de mettre en place une organisation scientifique et opérationnelle des travaux de recherche sur le site de l'Est, ainsi que l'avait recommandé la Commission dans son rapport n° 4. Devant l'ampleur des travaux à accomplir d'ici 2006, et l'importance scientifique des données à récolter et des expériences à conduire, il faut que toutes les conditions soient réunies pour que le laboratoire souterrain puisse produire des résultats scientifiques d'une qualité incontestable.

La structure en cours de constitution prévue par l'ANDRA, actuellement en cours de constitution, comprend un comité de suivi de site, présidé par une personnalité indépendante, en étroite relation avec le Conseil Scientifique de l'ANDRA. Les membres de ce comité sont nommés par l'ANDRA sur recommandation de son Conseil Scientifique. Ce comité de suivi aura un rôle opérationnel et se réunira à intervalles rapprochés selon les besoins.

La Commission avait, dans son rapport précédent, attiré l'attention sur la nécessité de la mise en place d'un tel Comité Scientifique de site, et se réjouit des propositions qui ont été faites par l'ANDRA. La Commission se propose de suivre très attentivement, au travers des travaux de ce comité, l'ensemble des recherches en laboratoire souterrain.

7.2.4 Le programme de recherche de l'ANDRA pour le site de l'Est

Le programme détaillé des recherches que l'ANDRA conduira sur le site de l'Est n'a pas été porté à la connaissance de la Commission mais le sera pour le prochain rapport. Pour l'instant, un descriptif du programme figure dans l'annexe 2 du document « Stratégie et Programmes des Recherches au titre de la loi du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, 1999-2006 » version d'avril 1999 ; celui-ci a été évalué globalement dans le § 3.2.

Une analyse plus détaillée montre que plusieurs autres points devraient faire l'objet de travaux de la part de l'ANDRA dont la plupart sont évoqués au § 7.2.1.

- La mise en œuvre d'une campagne de géophysique : celle-ci devrait reconnaître la formation argileuse sur l'ensemble de la zone qui pourrait être occupée par l'emprise d'un stockage, lorsque les options de conception auront été définies,
- Les recherches sur la migration des gaz dans la formation argileuse : bien que cité dans le programme de l'ANDRA (mesures de perméabilité au gaz), il apparaît à la Commission qu'un programme plus détaillé serait nécessaire,
- Les recherches sur la reconstitution de l'histoire géologique et hydrogéologique du site à l'intérieur du Bassin de Paris : en vue de valider les modélisations prédictives qui seront faites de l'évolution ultérieure du site,
- La caractérisation de l'état initial de l'environnement.
- Les essais permettant d'évaluer un facteur réaliste de la dilution dans le cas d'un « scénario puits ».

7.2.5 L'évaluation et les recommandations de la Commission

La décision du Gouvernement le 9 décembre 1991 d'autoriser l'ANDRA à installer et exploiter un laboratoire souterrain sur le site de l'Est permet d'espérer la récolte des éléments pour évaluer, d'ici 2006, la faisabilité et la sûreté de l'éventuel stockage des déchets radioactifs à vie longue. Le calendrier pour ce faire est serré, mais les travaux de recherche doivent être menés avec détermination, minutie, exhaustivité et qualité scientifique. La Commission demande à cet égard que soit présenté un plan d'assurance qualité propre au laboratoire souterrain afin de garantir la représentativité et la qualité incontestable des données acquises.

Le programme de recherche préliminaire proposé par l'ANDRA (et en cours de finalisation) doit être complété par quelques thèmes supplémentaires, dont la Commission a dressé la liste au 7.2.4.

Les structures scientifiques mises en place par l'ANDRA pour mener à bien le projet semblent satisfaisantes, la Commission souhaite cependant suivre la mise en place effective du Comité Scientifique de site, et ses liens avec les structures exécutives et scientifiques de l'ANDRA. La structure de partenariat et sous-traitance définie par l'ANDRA pour mener à bien les travaux est aussi favorable, mais demande un renforcement de sa Direction Scientifique.

La Commission recommande une poursuite des coopérations internationales, notamment dans le cadre du 5^{ème} PCRD*, sur les laboratoires souterrains méthodologiques et particulièrement dans le granite.

La Commission a, au chapitre 5 de ce rapport, déjà formulé des recommandations sur les efforts importants à faire pour construire ou développer les outils de modélisation qui seront nécessaires pour l'analyse de sûreté.

* Terme défini dans le glossaire

Elle attire l'attention de l'ANDRA et des Pouvoirs Publics sur l'urgence de renforcer fortement par ailleurs, les équipes qui seront chargées de la mise en œuvre de ces outils pour le site de l'Est. Les exercices préliminaires de sûreté présentés jusqu'ici par l'ANDRA sont instructifs et utiles, mais restent encore très en-deçà de ce que devra être le développement d'une analyse de sûreté complexe sur un site précis. Il convient donc de renforcer très significativement les équipes dans ce domaine en sus des équipes qui développeront les outils, mais en étroite collaboration avec elles. Pour donner un ordre de grandeur, les équipes du DOE* effectuant les travaux nécessaires à l'analyse de sûreté de Yucca Mountain* aux USA comportent près de 80 personnes.

7.3 LA RECHERCHE DES DONNEES SCIENTIFIQUES POUR LE CHOIX D'UN SITE GRANITIQUE

Dès la notification des conclusions du Gouvernement le 9 décembre 1998 sur la recherche d'un nouveau site granitique pour y construire le laboratoire souterrain, l'ANDRA a entrepris, en coopération avec le BRGM* et ANTEA*, un travail bibliographique d'inventaire des formations granitiques en France.

Cette recherche se place en amont de toute concertation politique pour examiner l'acceptabilité éventuelle des sites qui seront sélectionnés. En effet, il appartiendra au Gouvernement de décider de la façon dont sera ensuite menée cette concertation avec les collectivités locales et régionales, dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991. Il est donc exclu pour l'instant d'effectuer tout travaux sur site avant que cette concertation n'ait eu lieu.

Les données déjà disponibles sur les massifs granitiques en France sont cependant très nombreuses, d'une part, parce que la France a déjà conduit des inventaires de roches susceptibles d'accueillir des stockages de déchets radioactifs de haute activité (en particulier dans le cadre d'une commande Européenne en 1983) et, d'autre part, parce que des études géologiques ou hydrogéologiques ont depuis très longtemps été menées sur les granites, soit dans le cadre de l'élaboration, par le BRGM*, de la Carte Géologique de la France, soit dans le cadre de thèses de Doctorat des Universités, soit enfin dans le cadre de prospections géologiques (or, uranium) ou hydrogéologiques (recherche d'eau). Le programme de recherche "Géologie Profonde de la France", financé par le Ministère chargé de la Recherche (MENRT*), le programme ECORS* de géophysique sismique profonde à travers tout le territoire métropolitain, le programme "Géofrance 3-D" de reconnaissance en profondeur du sous-sol, et enfin le programme européen de Géothermie Profonde ont eux aussi fourni des données nouvelles intéressantes sur les granites français. Il ne faut pas oublier non plus les travaux

* Terme défini dans le glossaire

menés par l'ANDRA sur le site de la Vienne, et auparavant en Vendée, et les travaux antérieurs menés par le CEA sur la Bretagne et dans le Massif Central ; tous ces travaux ont aussi apporté des informations intéressantes.

La Commission a été tenue régulièrement informée par l'ANDRA, au cours de trois réunions de travail, sur les progrès de cette recherche, et en a approuvé la démarche. Elle doit recevoir, de la part de l'ANDRA, ses premières conclusions sous forme d'un rapport à remettre pendant l'été 1999, sur lequel elle donnera alors son avis.

7.4 L'APPROCHE CONCEPTUELLE DE L'ANDRA POUR LE STOCKAGE PRESENTÉE DANS LA « SYNTHÈSE DES OPTIONS INITIALES DE CONCEPTION D'UN STOCKAGE DE DÉCHETS DE HAUTE ACTIVITÉ ET À VIE LONGUE (HAVL'*) »

Depuis le rapport n° 4, la Commission a auditionné l'ANDRA, le 15 décembre 1998, sur les exercices de sûreté associés aux options initiales de conception d'un stockage des déchets relevant de la loi. En fait, pour la période d'évaluation retenue pour ce rapport, de nombreux points relatifs soit à certains aspects de ces exercices de sûreté, soit aux premiers schémas de disposition des colis, soit encore aux performances de barrières ouvragées ont été évoqués au cours d'autres auditions. Par ailleurs, les années précédentes, la Commission avait évalué plus particulièrement le comportement à long terme des colis et les programmes généraux pour les laboratoires de stockage.

L'audition du 15 décembre visait à compléter et à actualiser les informations que la Commission avait reçues le 27 juillet 1998 sous la forme du rapport de synthèse (CRP HAVL 98-003 de mars 98).

Les derniers exercices de sûreté conduits par l'ANDRA et exposés à la Commission sur la base des options initiales de conception d'un stockage correspondent à un traitement très pénalisant de défaillances, parfois multiples, des barrières d'un stockage. En l'occurrence, ils visaient à des calculs d'impacts radiologiques en situation de court-circuit de la barrière géologique se produisant au niveau des galeries ou des cavités de stockage, et ils avaient pour but de sélectionner les concepts afin de mettre en évidence l'importance des hypothèses de court-circuit et des paramètres associés, comme par exemple, les épaisseurs et les natures des barrières ouvragées, les types de colis de déchets B ou C, ou la présence de certains radionucléides, bref, d'examiner les interactions prédominantes entre les nombreux, sinon la totalité des composants du stockage.

* Terme défini dans le glossaire

Ces exercices s'inscrivaient logiquement dans la suite de ceux effectués avec les hypothèses retenues dans les DAIE*. Ceux-ci avaient montré que, pour l'essentiel, les barrières géologiques pouvaient assurer à elles seules, en situation d'évolution normale, l'objectif de radioprotection figurant dans la RFS III 2f. Dans le cadre de ces nouveaux exercices, l'ANDRA a procédé cette fois-ci à l'examen critique des options initiales de stockage vis-à-vis de scénarios altérés. Les nombreux calculs conduits par l'ANDRA reposent sur des hypothèses générales de migration et de dilution des radionucléides dans la géosphère et la biosphère et ne donnent que des résultats relatifs, mais significatifs pour l'exercice de sûreté recherché.

Ces exercices ne constituent pas une analyse de sûreté ; une telle analyse ne peut se faire que sur un concept de stockage défini et adapté à un site et elle doit prendre en compte des aspects, notamment des scénarios autres que de simples calculs d'impacts. Avant d'atteindre cette phase, l'ANDRA construit et construira son approche de sûreté sur la confirmation des options initiales de conception de stockage par des calculs de sensibilité en 1999, sur une première vérification d'ensemble de la sûreté en 2001, puis ensuite, en intégrant les résultats acquis dans les laboratoires souterrains, sur une deuxième vérification plus complète de la sûreté. Cette démarche itérative est accompagnée d'autres démarches également itératives et doit inclure les progrès de la modélisation liés à l'intégration des modèles d'inventaires et des agréments de colis décrits précédemment, ainsi qu'aux résultats obtenus par les recherches en laboratoires ou dans des laboratoires souterrains à l'étranger, ou acquis lors du creusement des laboratoires de qualification.

Avec toutes les réserves concernant l'imperfection des calculs utilisant OASIS* sur le plan de l'évaluation qui relève de sa compétence, la Commission considère que ces exercices ont apporté des premiers résultats qui permettent de hiérarchiser les phénomènes importants pouvant soulever des difficultés dans les analyses de sûreté ultérieures, et donc de cerner les points méritant le plus d'effort de clarification dans les années futures. Ces phénomènes ainsi que les paramètres et leur évolution sont directement liés aux choix des options initiales de concept de stockage ; et à cet égard, la Commission souhaite faire quelques commentaires sur le document de synthèse.

* Terme défini dans le glossaire

Ce document donne une vue claire de la façon dont les options initiales de conception ont été sélectionnées pour les trois sites qui ont fait l'objet de l'instruction d'une DAIE*. Ces options intègrent, d'une part, les données de base disponibles sur les colis de déchets B et C et sur les combustibles usés pouvant éventuellement devenir des déchets, sur les formations géologiques, sur les principes et critères de sûreté et, d'autre part, elles se réfèrent à une méthodologie reposant sur une analyse multicritères et des performances de sûreté allouées à chaque composant. A cet égard, le document de synthèse constitue une compilation qui illustre la complexité et la nature des problèmes à prendre en compte. La Commission a le sentiment que l'ANDRA est en mesure d'élaborer un avant projet de stockage tant du point de vue technologique que scientifique. Il reste cependant à s'assurer que le calendrier du déroulement des différents stades à franchir se déroule comme prévu d'ici 2005. L'étape indispensable de l'acquisition des données « *in situ* » constitue un point crucial ; la définition des scénarios et l'examen des voies de transfert en situation altérée représentent une autre phase non moins importante.

Après l'analyse de ce document, la Commission recommande que pour les itérations à venir, l'ANDRA considère de façon plus approfondie, qu'il ne ressort des études ou des conclusions actuelles, les points suivants :

- accorder plus de poids aux données et à l'évolution des modèles d'inventaires qui conditionnent la reconnaissance spatiale de l'emprise du stockage ainsi que l'ingénierie minière indispensable à développer et peut être à tester dans les laboratoires. Il est primordial de connaître parfaitement les objets à stocker pour l'optimisation des choix finaux de conception. Par exemple, l'introduction d'une grande quantité de matériaux corrodables doit être examinée au regard des effets de dégagements de gaz, ou d'autres effets perturbateurs, comme la saturation chimique ou l'altération des barrières,
- prendre en compte l'association entre un éventuel entreposage de longue durée pour certains colis et le principe de réversibilité de stockage ; la mise en œuvre de ce principe ne transparait pas clairement dans le document évoqué. L'application de celui-ci peut aussi conduire à introduire de grandes quantités de matériaux. La phase de démonstration de la réversibilité introduite par les conclusions du Comité Interministériel du 9 décembre 1998 (cf. annexe 2), pourrait se traduire par des modifications de l'ingénierie minière, de l'architecture du stockage, des barrières ouvragées et du choix des matériaux utilisés,

* Terme défini dans le glossaire

- examiner les besoins et les conséquences pour le stockage de l'application du principe de la séparation des colis B en fonction de leur compatibilité de proximité, de leur composition chimique et de leur évolution. C'est parmi ces colis que l'on attend une certaine hétérogénéité de nature et/ou de confection, voire de performances de confinement, ainsi que de possibles interactions chimiques, soit entre eux, soit avec les barrières ouvragées. Pour l'instant ces aspects n'ont pas encore fait l'objet d'un examen attentif.
- évaluer les risques de criticité dans les stockages (Cf. annexe 6).

7.5 LES PREMIERS EXERCICES DE SURETE ASSOCIES AUX CONCEPTS PRELIMINAIRES DE STOCKAGE

Les exercices de sûreté associés aux options initiales de conception d'un stockage ont été présentés à la Commission le 15 décembre 1998. Ils font suite aux évaluations préliminaires de performance de la barrière géologique effectuées pour les DAIE*. Les calculs d'impact radiologique du stockage présentés portent sur une situation de court circuit de la barrière géologique. Ils ne constituent pas une démonstration de sûreté, mais permettent de vérifier les résultats des calculs antérieurs d'allocation de performance, et de comparer des concepts de stockage différents, pour aider aux choix et fixer les priorités dans les études.

Les calculs des DAIE* avaient pour conclusion que la barrière géologique pouvait à elle seule assurer, en situation normale, l'objectif de radioprotection de 0,25 mSv/an. Ici l'hypothèse de court-circuit de la barrière géologique résulte d'événements d'origine anthropique conduisant à un contact direct avec l'homme (forage exploratoire) ou au court-circuit. Des événements d'origine interne (défaut d'une barrière ou mauvaise caractérisation) sont aussi examinés. Enfin les événements externes d'origine naturelle sont pour l'instant éliminés. On a donc retenu trois cas : une hétérogénéité non détectée, un forage exploratoire abandonné n'interceptant pas le stockage, ou interceptant une galerie de manutention. Les voies de transfert potentielles des radionucléides vers l'homme sont alors modélisées et les doses potentielles maximales estimées. Des hypothèses sur les colis de déchets et sur les propriétés des barrières ouvragées ont été formulées. Différentes conceptions du stockage ou propriétés des ouvrages ont été analysées. On ne retiendra ici que celles portant sur le site de l'Est.

* Terme défini dans le glossaire

Les résultats présentés dans les exercices portent sur différentes catégories de déchets.

- Il s'agit d'abord des déchets C vitrifiés, qui, dans le scénario accidentel, ne concernent que 10 % de l'activité stockée car l'alvéole atteinte est supposée indépendante du reste du stockage. Les radionucléides sont supposés migrer par l'intermédiaire du forage de reconnaissance vers l'aquifère superficiel où ils sont dilués et captés par un forage d'alimentation en eau. On a comparé l'influence, sur les résultats, d'une variation d'épaisseur de la barrière ouvragée argileuse comprise entre 30 et 100 cm. L'effet de ce changement d'épaisseur se traduit par une réduction d'un facteur dix de la dose maximale. La variation de la dimension des tunnels a aussi été envisagée. Les radionucléides contribuant significativement à la dose ont aussi été identifiés.

- Un exercice a porté ensuite sur des déchets B, colis de coques et embouts compactés et cimentés. La barrière ouvragée de confinement se compose de liants hydrauliques, dont on ne retient que l'influence géochimique sur la spéciation des radionucléides, et d'argile gonflante qui assure un rôle de confinement soit en limitant le transport par diffusion, soit en faisant intervenir la rétention. Deux concepts de stockage sont comparés : un tunnel de grand diamètre et une grande cavité verticale. Le transfert se fait à travers le bouchon d'argile à base de smectite* obturant la cavité de stockage, suivi d'un transfert direct dans l'aquifère superficiel par le forage de reconnaissance. De même que pour les déchets C, on suppose que 10 % de l'inventaire est affecté, du fait de l'indépendance des alvéoles. Les résultats obtenus se montrent peu sensibles au concept de stockage, cependant les radionucléides importants ont été à nouveau identifiés.

- Enfin, l'ANDRA a examiné le cas des déchets B, boues bitumées. On compare également un tunnel de grand diamètre et une grande cavité verticale. Les radionucléides sont supposés être intégralement répartis dans la porosité de la barrière ouvragée de type béton, sans aucun rôle de confinement excepté son effet géochimique sur leur spéciation. On constate à nouveau la faible sensibilité des résultats au concept de stockage ; la liste des radionucléides important est également donnée. Le rôle des gaz produits par la radiolyse et la dégradation des bitumes est signalé. Un bouchon poreux pourrait être utilisé pour permettre la diffusion de ces gaz. La Commission a déjà souligné précédemment l'intérêt de procéder à des tests *in situ* de la diffusion des gaz dans la roche argileuse.

D'autres calculs préliminaires ont été effectués pour le site de la Vienne, avec en particulier un test sur la durée de vie du surconteneur en acier.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission considère que ces analyses préliminaires constituent d'excellents exercices de "montée en puissance" de l'analyse de sûreté à l'ANDRA, et d'aide à la définition des options de conception du stockage. Elle attire l'attention de l'ANDRA sur la nécessité de développer une méthodologie précise pour le développement des scénarios normaux et accidentels de l'analyse de sûreté, en particulier l'établissement de la liste et la hiérarchisation des événements perturbateurs, la prise en compte des éventuels effets de synergie induits, et la cohérence globale des scénarios avec les outils de modélisation utilisés pour les représenter. Ce type de travaux est très développé dans de nombreux pays étrangers, la Suède en particulier, l'Angleterre ainsi que les USA. Ce dernier pays a utilisé par exemple une approche entièrement probabiliste, affectant une probabilité à chaque événement.

La Commission considère que l'approche probabiliste n'est pas nécessairement pertinente, mais elle souhaite connaître la façon dont l'ANDRA prendra en compte, dans ses analyses de sûreté ultérieures, l'ensemble des incertitudes de la modélisation, à savoir :

- incertitudes sur les scénarios choisis,
- incertitudes sur les modèles conceptuels choisis,
- incertitudes sur les paramètres utilisés dans la modélisation.

La Commission recommande aussi que la première analyse de sûreté que l'ANDRA se propose de réaliser en 2001 soit soumise pour avis et critique à la communauté internationale, par exemple dans le cadre de l'AEN*, comme cela a été le cas pour les travaux Suédois du SKB* et du SKI*, de la NAGRA* en Suisse, ou du projet WIPP* aux USA.

Comme elle l'a rappelé au paragraphe 7.2.5, la Commission considère cependant que ces analyses de risques restent encore trop limitées et doivent connaître rapidement un développement important à l'ANDRA.

7.6 LES RECHERCHES SUR LE CHAMP PROCHE

Ces travaux ont été présentés à la Commission lors de l'audition du 2 février 1999. Les travaux décrits par l'ANDRA sont organisés en cinq unités de programme de recherche et développement :

* Terme défini dans le glossaire

- le comportement du colis (déchets conditionnés et non conditionnés),
- la corrosion du conteneur/surconteneur métallique,
- la durabilité de la barrière ouvragée (argile et béton),
- le comportement des radionucléides,
- le comportement physique de l'alvéole.

Ces programmes sont ensuite structurés en neuf thèmes de recherche, qui paraissent répondre aux questions majeures d'analyse des fonctions dévolues au champ proche dans le confinement des radionucléides dans un stockage. Certains de ces thèmes ont plus particulièrement été présentés cette année. Ils sont brièvement résumés ci-dessous :

- Thème 4 : La corrosion des aciers non ou faiblement alliés dans une barrière ouvragée. Il s'agit d'étudier la corrosion généralisée d'un surconteneur en acier faiblement allié pour les colis de déchets C vitrifiés, ayant une durée de vie de 1 000 ans. La phénoménologie de la corrosion a été identifiée, et devrait permettre d'évaluer dans l'avenir les vitesses réelles de la corrosion de l'acier, et proposer un alliage modérant cette vitesse (silicium). Ces travaux se déroulent au CEA et au CEREM*. Une expérience de corrosion intégrée avec de l'acier au carbone au sein d'une argile de type smectite* a aussi été conduite au CEA, donnant des vitesses de corrosion généralisées de 2 µm en 6 mois, avec modification de l'argile au contact, mais disparition de l'hydrogène produit.
- Thème 5 : La durabilité de la barrière ouvragée argileuse entourant les conteneurs, du point de vue de son évolution thermique et chimique en présence de solutions du milieu et en contact avec les déchets est aussi étudiée. Le rôle des apports en fer du conteneur est en particulier examiné. La transformation des smectites* (argiles gonflantes au fort pouvoir de rétention des métaux) de la barrière argileuse en illite*, chlorite* ou autres minéraux argileux moins gonflants et à moindre rétention est examinée. Ces travaux devraient permettre de préciser le choix du matériel de la barrière ouvragée, et d'élaborer des modèles d'évolution des propriétés de cette barrière avec le temps, en fonction des conditions thermiques, d'humidité, et de nature des solutions présentes dans le milieu. Ces travaux sont effectués dans les Universités de Poitiers, Nancy, Strasbourg. D'autres travaux sur les effets d'une perturbation hyper-alcaline sur la barrière argileuse sont réalisés par le BRGM-ANTEA*. La perturbation observée serait due à l'interaction de la barrière avec un panache alcalin issu de la dissolution/dégradation des bétons éventuellement présents dans le stockage. Les conséquences des modifications entraînées par ces eaux alcalines conduisent à modifier également l'argile (transformation des smectites* en zéolites* et apparition de silicates calciques hydratés) et éventuellement à modifier la rétention des radionucléides, en

* Terme défini dans le glossaire

particulier le césium. Des expériences de courtes durées ont déjà été réalisées, et des simulations numériques calées sur les résultats. Par ailleurs, la resaturation ou désaturation de la barrière argileuse par imbibition à partir de l'eau du milieu ou de la phase air des galeries est étudiée par le Laboratoire de Mécanique de Lille. Les effets induits sur cette barrière par ces processus sont étudiés en laboratoire et modélisés. L'ensemble de ces travaux sont pertinents et méritent d'être poursuivis.

- Thème 6 : L'étude de la durabilité des barrières ouvragées à base de liants hydrauliques est aussi entreprise en liaison avec le CEA, l'Ecole des Ponts et Chaussées et l'Université Polytechnique de Catalogne. La durée de l'effet de tampon alcalin est examinée ainsi que la dégradation chimique, la fissuration, la resaturation par l'eau et les effets thermiques.

- Thème 7 : La production des gaz au sein d'un stockage est aussi étudiée (BERTIN*). Les sources de gaz sont la corrosion anaérobie des conteneurs produisant de l'hydrogène, la radiolyse de l'eau, des bitumes et des ciments et la biodégradation des enrobés bitumineux. Les quantités totales de gaz qui peuvent être engendrées ont été estimées. Le devenir potentiel de ces gaz a été étudié et modélisé. Il semble que la formation d'une poche de gaz dans les alvéoles de stockage, dans laquelle la pression de gaz pourrait croître, soit possible, la diffusion du gaz dissous n'étant pas suffisante pour empêcher une certaine accumulation. Ces résultats sont à confirmer, mais sont importants, et ont conduit la Commission à recommander que des expériences de migration de gaz soient conduites *in situ* dans le laboratoire souterrain (Cf. paragraphe 7.2.4). La migration des gaz au sein de la barrière ouvragée de bentonite compactée est aussi étudiée de façon théorique et expérimentale par l'Atomic Energy Authority (Royaume Uni), dans une étude co-financée par plusieurs pays. Les expériences actuelles montrent que les gaz ne peuvent migrer dans l'argile que si leur pression dépasse un seuil critique. Il se pourrait cependant que ces observations soient le résultat d'un artefact expérimental (fuite de gaz dans l'annulaire de la chambre de mesure). Une hypothèse de microfissuration de l'argile est aussi possible. Incontestablement ces travaux doivent être poursuivis.

- Conformément à une demande de la Commission, le développement au CEA de capteurs à fibre optique pour la transmission des informations en laboratoire souterrain a été présenté en complément des thèmes précédents. Ces capteurs seraient *a priori* capables d'assurer une surveillance du stockage à très long terme du fait de leur durabilité. Les paramètres mesurables par la technologie des fibres optiques par réseaux de Bragg* (développée au CEA) sont multiples : température, inclinaison, pression, hygrométrie, dose gamma, etc. Cette technologie apparaît très prometteuse pour l'instrumentation et la surveillance à très long terme d'un module expérimental, ou même pour la phase expérimentale en laboratoire

* Terme défini dans le glossaire

souterrain, et sa mise au point mérite d'être poursuivie. L'ANDRA poursuit par ailleurs des mises au point sur des capteurs plus traditionnels qui seront utilisés en laboratoire souterrain pour les mesures géophysiques, les diagraphies en forage, l'imagerie en forage et en galerie, les mesures géotechniques et hydrogéologiques, en se basant sur le retour d'expérience des instrumentations déjà réalisées dans des laboratoires souterrains étrangers ou méthodologiques (GRIMSEL*, MONT-TERRI*, MOL*...).

Par ailleurs, l'IPSN* a également présenté à la Commission le 2 février 1999 les travaux qu'il mène dans le laboratoire souterrain méthodologique de Tournemire* dans l'Aveyron. Il s'agit d'une formation argileuse du Toarcien* et du Domérien* (Jurassique), située entre deux aquifères calcaires, qui possède certaines similitudes avec les argiles du site de l'Est. Cette formation est accessible en profondeur grâce à un tunnel SNCF désaffecté, creusé il y a plus de cent ans, qui traverse la couche sur 1500 m sous un recouvrement allant jusqu'à 300 m d'épaisseur (butte topographique que traverse le tunnel). Des recherches méthodologiques y sont conduites depuis 1991, grâce à des forages dans la couche et les aquifères adjacents, et, depuis 1996, grâce à deux galeries de 30 m creusées orthogonalement à la direction du tunnel.

Les études entreprises par l'IPSN* à Tournemire* concernent :

- les perturbations mécaniques et la fracturation de la roche associées au creusement du tunnel il y a 100 ans, et des galeries nouvelles il y a 3 ans. L'endommagement créé par les travaux est en effet une donnée importante qu'il faudra également acquérir sur le site de l'Est. A cet égard, des résultats intéressants ont été obtenus par l'IPSN* en utilisant des méthodes géophysiques non destructives de reconnaissance de la zone endommagée,
- les perturbations d'origine hydrologique causées par la désaturation de l'argile, et par la création de zones plus perméables localisées dans la fracturation d'origine mécanique, ou la fracturation naturelle d'origine tectonique perturbée par le creusement,
- les perturbations d'origine chimique liées essentiellement aux phénomènes d'oxydation dus à l'ouverture du tunnel. Certains minéraux néoformés au sein de l'argile (gypse par oxydation de la pyrite*, jarosite*, célestine*, oxydes ou hydroxydes de fer) sont la preuve de l'existence de ces perturbations.

L'IPSN* poursuit par ailleurs un programme d'étude de la migration des traceurs naturels au sein de la formation argileuse, au cours des temps géologiques, pour tenter d'établir les vitesses de circulation des fluides à partir de la mobilité de ces traceurs (chlorures, isotopes de

* Terme défini dans le glossaire

la molécule d'eau ...). Ce type de travaux, dans le cadre du site de l'Est, a déjà fait l'objet d'une recommandation de la part de la Commission au paragraphe 7.2.1.

L'ensemble de ces travaux sur Tournemire paraît très utile et instructif à la Commission.

La Commission considère que les recherches menées par l'ANDRA sur le champ proche sont bien orientées, et devraient conduire à disposer des éléments principaux nécessaires pour représenter le fonctionnement de cette partie importante d'un stockage dans les analyses de sûreté prévues en 2005. Cependant, certains domaines ne semblent pas encore couverts aujourd'hui : les transferts considérés actuellement non dominants, en particulier l'influence des gradients thermiques sur les déplacements, celle des éventuels champs électriques, le rôle des colloïdes, les effets mécaniques de la charge thermique ou de l'évolution au cours du temps des contraintes dans le massif et enfin les risques éventuels de criticité (voir annexe 6).

Par ailleurs, dans le cadre des scénarios d'analyse de sûreté en cours de développement, il faudrait s'assurer que les principaux processus de fonctionnement du champ proche en situation dégradée sont aussi étudiés. En l'absence d'une définition précise de ces scénarios, il ne paraît pas possible aujourd'hui d'aller plus loin.

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

Le programme C3P* (Comportement à long terme des Colis dans leur environnement en Champ proche) a débuté en 1996. Ses objectifs sont de structurer les actions de recherches internes au CEA, en vue d'anticiper les demandes de l'ANDRA concernant les choix des options initiales de conception d'un stockage. Celles-ci doivent en effet s'appuyer sur les connaissances de l'évolution de la teneur en eau du champ proche, de l'évolution physico-chimique de la barrière ouvragée, de la corrosion du conteneur, et finalement de l'altération du colis et de la migration des radionucléides dans un champ proche qui aura subi de profondes modifications par rapport à son état initial. Aujourd'hui l'ANDRA a établi les options initiales de conception de stockage. Elle se charge désormais des orientations du programme dans ce domaine et adresse au CEA des demandes de recherche à partir du cahier des charges rédigé sur la base des options préliminaires. Le programme C3P* a donc basculé de l'axe 3 dans l'axe 2 ; un véritable pilotage de l'ANDRA s'exerce. Les recherches restent toutefois attachées au programme CLTC* (comportement à long terme des colis), au sein du CEA et seront examinées au § 8.1.5.

* Terme défini dans le glossaire

La prévision du comportement à long terme des matrices de confinement et des colis est, pour les besoins des études relatives au stockage, souvent fondée sur l'utilisation de modèles élaborés et dénommés par le CEA « modèles opérationnels* ». Les modèles visent à définir les relâchements des radionucléides dans des situations données. Ils sont issus de la recherche fondamentale ; ils prennent en compte de façon prudente les mécanismes reconnus comme essentiels par la Communauté Scientifique. Ils sont robustes et leur utilisation dans des plages définies des paramètres est validée par le CEA.

L'utilisation de ces modèles par l'ANDRA ne constitue pas de la part de cet organisme un choix définitif, mais, en tout état de cause, un tel modèle doit rester suffisamment stable dans le temps pour ne pas produire une rupture dans les argumentations de base des exercices d'analyse de sûreté. Il est du ressort de la recherche de stabiliser les éléments scientifiques sur lequel le modèle été construit. Seuls les colis constitués par une matrice de verre, de bitume et de liants hydrauliques bénéficient de tels modèles opérationnels*.

Les modèles opérationnels* doivent permettre d'évaluer les ordres de grandeur des échelles de temps et d'espace qui sont associés aux phénomènes successifs qui affectent le champ proche et les colis de déchets. Pour ces derniers, il faut considérer outre la nature métallique ou en béton soit du conteneur soit du surconteneur, celle de la matrice de confinement utilisée : matrice homogène, liant d'enrobage ou de blocage, ainsi que les cas de déchets mis directement dans des conteneurs et donc sans matrice. Ces modèles doivent aussi définir des termes sources réalistes après un intervalle de temps donné. Certains phénomènes doivent faire l'objet de recherches approfondies, comme la production de gaz par corrosion ou par radiolyse, les phénomènes de diffusion, de sorption et éventuellement de précipitation du silicium volontairement ajouté ou non dans la barrière ouvragée. Ces évolutions peuvent être spécifiques pour un colis et dépendantes des conditions du milieu environnant. Plus généralement, les interactions entre les colis et le champ proche peuvent instaurer des processus fortement non-linéaires, dont la dynamique doit être étudiée.

Les études de comportement des verres, des ciments et des bitumes en situation de stockage géologique se poursuivent en étroite connexion avec celles qui sont évaluées au § 8.1.5.

Pour les verres, les modèles opérationnels LIXIVER 2* et PREDIVER 2*, en cours de validation intègrent les connaissances actuelles sur les capacités de la pellicule d'altération ou gel à limiter considérablement l'altération du verre sain et les effets d'une part, de la présence de produits de corrosion issus des conteneurs et, d'autre part, de celle d'une barrière ouvragée. Des expériences complémentaires sont menées dans des conditions particulières de pH, de

* Terme défini dans le glossaire

débites d'eau et de rapports variables entre la surface du verre et le volume d'eau et nécessitent l'utilisation de solutions plus ou moins riches en silicium. A ce stade, le rôle de la silice apparaît comme particulièrement important sans que, pour autant, il soit parfaitement compris. Des expériences de longue durée et de qualification à l'échelle 1, sont à exécuter soit en laboratoire sur des échantillons simulés ou réels soit *in situ*. Certaines d'entre elles ont débuté, d'autres sont en préparation. Un bilan des connaissances sur les « cinétiques d'altération » est en cours et un dossier de « synthèse de connaissances en condition d'entreposage ou de stockage » est annoncé par le CEA pour 2001.

A ce stade et jusqu'en 2001, le modèle opérationnel* utilisé pour les prévisions de comportement à long terme du colis de verre renfermant les actinides et les produits de fission ne prend en compte que la vitesse initiale d'altération qui fait l'objet d'un consensus de tous les chercheurs.

Pour la matrice bitume, les études de simulation, en présence d'une barrière ouvragée argileuse se poursuivent pour évaluer le relâchement des sels, notamment des sels peu solubles. Au plan expérimental, ce sont les effets simultanés de l'irradiation en présence d'eaux de nature différente et de micro-organismes qui sont actuellement en cours d'étude au CEA.

7.8 LA HIERARCHISATION DES RADIONUCLÉIDES A VIE LONGUE

Cette démarche avait fait l'objet d'une recommandation du premier rapport de la Commission en 1995 et tout particulièrement pour les recherches à effectuer dans le cadre de l'axe 1. Dans le même rapport, l'établissement d'une liste des radionucléides importants pour la sûreté d'un stockage avait été préconisé par la Commission. Dans le rapport n° 4, elle attirait à nouveau l'attention des acteurs de la loi sur ce sujet en précisant deux domaines particuliers à prendre en considération : les barrières ouvragées et les critères sanitaires.

Pour répondre à cette attente, un groupe de travail interorganisme a été créé en 1998 avec pour objectif l'établissement des critères de sélection des radionucléides à vie longue. Lors de l'audition du 4 mai, ce groupe de travail a présenté à la Commission l'état d'avancement des travaux consigné dans un rapport d'étape.

Ce document précise en premier lieu les trois objectifs retenus :

- la formulation des objectifs des sélections et des hiérarchisations,
- la définition des indicateurs de chaque hiérarchisation,
- la proposition des approches permettant de hiérarchiser les radionucléides.

* Terme défini dans le glossaire

La première démarche a conduit à sélectionner les différents indicateurs dans chaque axe de la loi, puis à faire un premier croisement des résultats entre les axes. Le tri des radionucléides peut s'effectuer à partir des valeurs figurant dans une base de données que le CEA a réalisé et présenté à la Commission.

Les premiers résultats mettent en évidence quatre groupes de radionucléides à vie longue présents dans les colis de déchets pour lesquels il conviendrait de faire porter des efforts particuliers de recherche et notamment de modélisation :

- carbone-14, sélénium-79 et niobium-94 : ils sont importants au regard de l'impact d'un stockage ; leur comportement à long terme mérite d'être examiné d'une façon plus approfondie,
- technétium-99 et étain-126 : l'intérêt de leur séparation est à apprécier sur la base des critères économiques, de faisabilité technique et de l'impact sanitaire,
- iode-129 et césium-135 : ces radionucléides déterminent le concept et le dimensionnement des ouvrages de stockage ; leur gestion tant au niveau des déchets qu'au niveau des conditions de stockage est à préciser,
- américium-241 et 243 : leur gestion est à envisager en fonction des possibilités de séparation et de transmutation, voire de leur conditionnement ; les options de gestion retenues pour le cycle du combustible constituent une donnée de base essentielle.

Le calendrier que s'est fixé le Groupe de travail comporte deux étapes :

- d'ici la mi-2000 : parmi les objectifs fixés, on peut noter un examen critique des critères de sélection, une revue des données internationales et la réalisation de quelques calculs de sûreté sur la base du modèle d'inventaire,
- d'ici la fin 2001 : l'établissement d'un bilan est programmé ; une première analyse des filières de gestion des radionucléides sera proposée.

La Commission note en premier lieu l'importance de ce sujet et l'effort consenti ; il y a lieu de signaler que jusqu'à présent, la France était absente dans les publications de l'OCDE-AEN* qui rapportent les réflexions des pays intéressés dans ce domaine.

A la lumière des présentations, la Commission soulève trois questions essentielles :

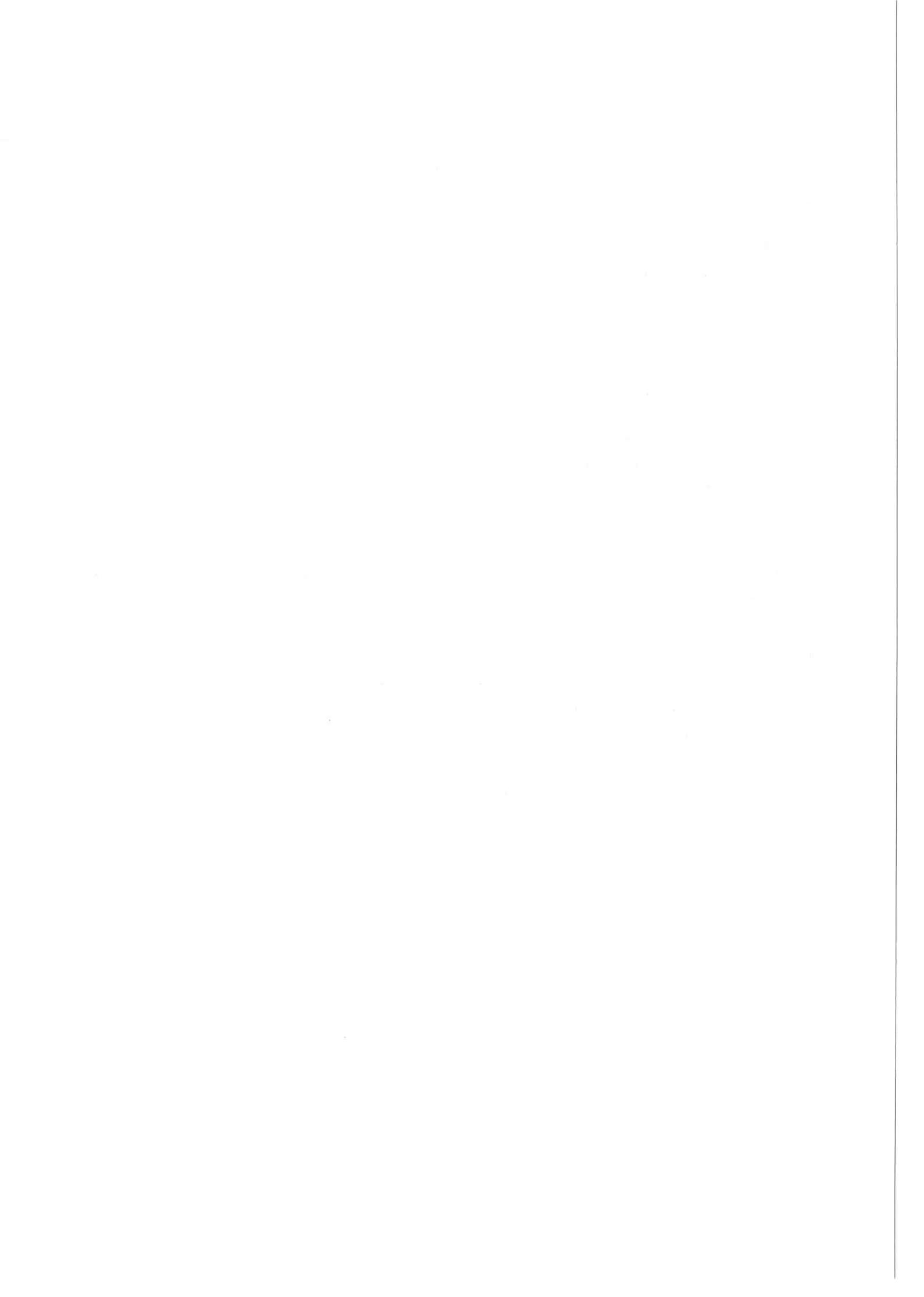
* Terme défini dans le glossaire

- la hiérarchisation est l'établissement d'une relation d'ordre par rapport à des critères pris en considération, dont le choix est libre, et, dans une large mesure, arbitraire ; cette relation d'ordre est opératoire, elle conduit à la prise de décision,
- la protection du public et des travailleurs est au cœur des démarches ; en effet, il ne faut pas uniquement prendre en considération des scénarios uniquement les scénarios d'évolution normale d'un stockage ; il paraît nécessaire d'élargir les réflexions aux situations accidentelles, d'intrusion volontaire, de prolifération ; ceci conduit à dresser une liste des scénarios tenant compte des échelles de temps à considérer,
- les critères à prendre en compte doivent être larges : population, travailleurs, mais aussi biosphère, sans oublier d'envisager les nuisances radiologiques et chimiques ; des objectifs de réduction de l'inventaire tant radiotoxique que toxique chimique et le retour à un niveau de radioactivité naturelle doivent guider cette démarche.

La Commission constate, à la suite des présentations, que certains points particuliers méritent une réflexion plus approfondie ; ce sont en particulier :

- les données de base sur les aspects chimiques et biologiques,
- le besoin d'une analyse critique des données et des réflexions aussi large que possible,
- la notion « d'intérêt » qui devrait être en priorité un objectif sanitaire et non technologique,
- la prise en compte du risque de prolifération.

La Commission encourage les acteurs de loi à poursuivre les réflexions dans ces domaines à la lumière des questions suscitées lors des premières présentations de ce sujet.



CHAPITRE 8 : RECHERCHES SUR LES CONDITIONNEMENTS ET SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE - Axe 3 de la loi de 1991

Les programmes de l'axe 3 ont fait l'objet d'un renforcement de leur structuration et de leur orientation stratégique dès l'an dernier. Cet effort a été poursuivi cette année.

Les recherches conduites dans l'axe 3 se rapportent d'abord au conditionnement des déchets relevant de la loi en vue d'assurer un confinement performant et durable des radionucléides à vie longue qu'ils renferment. Elles concernent aussi l'entreposage de longue durée en surface ou subsurface, qui doit protéger durablement les colis et garantir une reprise à terme.

8.1 LES RECHERCHES SUR LES CONDITIONNEMENTS

8.1.1 Le programme général des recherches

La Commission évalue en premier lieu les recherches se rapportant aux procédés de conditionnement actuels (matrices et conteneurs), à leurs performances et à la caractérisation des colis. Ces recherches sont effectuées en soutien aux producteurs de déchets pour l'établissement des dossiers de connaissances de l'ANDRA. La Commission a été informée des développements récents au cours de plusieurs auditions. Les études de comportement à long terme associées au champ proche pour les colis actuels ont été examinées au chapitre 7, car elles relèvent de l'axe 2 et sont exécutées sous la responsabilité de l'ANDRA.

Les colis issus des opérations industrielles de la gestion actuelle du cycle du combustible sont les colis standards produits par les usines de retraitement de La Hague et ceux qui ont été produits à Marcoule. On peut y inclure également ceux qui résultent de la recherche et du développement en soutien au retraitement. Les déchets industriels non conditionnés provenant des opérations du cycle du combustible sont entreposés à Marcoule et à La Hague pour le retraitement réalisé avant la mise en service de l'usine UP3*. Les déchets non conditionnés de la recherche peuvent aussi être assimilés à cette catégorie. Les conditionnements de certains déchets (démantèlement, réacteurs, graphites, déchets tritiés...) n'ont pas fait l'objet cette année de présentations à la Commission.

* Terme défini dans le glossaire

Les recherches évaluées par la Commission recouvrent aussi les déchets de l'industrie nucléaire qui pourraient apparaître lors de la mise en œuvre d'un large spectre de scénarios de gestion du cycle du combustible. A cet égard, d'importantes recherches sont conduites avec un objectif de flexibilité sur de nouvelles matrices conçues pour le conditionnement d'éléments séparés. Enfin, l'évaluation concerne les combustibles irradiés qui ne seront pas retraités à court terme et qui sont actuellement entreposés en piscine. Dans ce domaine, les recherches sont conduites en vue de laisser ouvertes toutes les options à l'issue de la période d'entreposage.

Au CEA, toutes les recherches sont conduites dans le cadre du programme Comportement à Long Terme des Colis (CLTC^{*}). Elles concernent le confinement et la manutention, notamment en entreposage, et l'aptitude au stockage géologique qui doit être techniquement capable, au-delà de la période de réversibilité, de représenter une solution d'abandon des colis de déchets. Le programme C3P^{*} du CEA s'intéresse à cet aspect et a été examiné au chapitre 7. Trois rendez-vous sont fixés pour l'ensemble du programme :

- en 1999, un état des connaissances du comportement à long terme des colis connus ou envisagés ;
- en 2001, une première synthèse des connaissances sur le comportement à long terme des colis avec prise en compte des mécanismes d'altération couplés ;
- en 2005, la synthèse finale des connaissances, intégrant les résultats expérimentaux de caractérisation.

Dans ce cadre, les études de caractérisation des colis revêtent une importance particulière. En effet, elles ont pour objectif d'établir les connaissances sur leurs caractéristiques en vue de se prononcer sur leur aptitude à répondre aux spécifications prescrites pour le stockage géologique, et aux critères d'acceptation dans une installation d'entreposage de longue durée. Elles comportent trois domaines principaux : la définition et la standardisation des protocoles de caractérisation, la réalisation de tests et mesures sur colis ou échantillons de déchets, le développement et la qualification de systèmes de mesure des radionucléides dans les déchets par voie destructive et non destructive.

* Terme défini dans le glossaire

Le document «Stratégie et programme des recherches 1999-2006» expose ces différents programmes d'une façon complète et claire et situe leur pertinence au regard de la loi, ainsi que l'ampleur du développement à leur donner au regard des contraintes industrielles.

Le rapport d'activité de 1998 du CEA sur les recherches conduites dans l'axe 3 reprend en détail l'état d'avancement des études. Ce document aurait gagné en clarté s'il avait été identique à celui présenté à la Commission en mars et s'il s'était limité à l'essentiel des acquis de l'année 1998.

8.1.2 Les principaux acquis de l'année 1998

Pour le traitement des déchets, les actions de soutien aux projets industriels (CEDRA*, IRIS*, AGATE*, verre UMo et MoSnAl*, CODEM*) se sont poursuivies et ont permis de conforter la faisabilité des procédés proposés. Concernant les procédés de traitement des déchets à haute température, des avancées sont à noter sur les études de base réalisées sur BEMBIN*, qui s'intéressent à la pyrolyse et la postcombustion des gaz pour les incinérateurs de déchets, ainsi que sur le traitement direct des déchets par une torche à plasma*. Par ailleurs, la technologie de la fusion en creuset froid* qui a largement progressée dans les années passées est prête à être transférée dans les usines. Les études de décontamination ont été orientées principalement vers les bétons de démantèlement et vers l'utilisation des mousses chargées en cérium et en agents tensioactifs.

Pour les matrices de confinement, l'effort a été réparti, d'une part, sur celles existantes (verres, bitumes, ciments) et, d'autre part, sur les matrices nouvelles.

Pour les verres, ce sont principalement de nouvelles formulations et les mécanismes de cristallisation qui ont été étudiés. Les premiers essais d'incorporation de grande quantité de césium dans des vitrocéramiques et des céramiques constituent la concrétisation de l'effort consenti dans le domaine de la stratégie Séparation-Conditionnement (S-C). Pour les bitumes, les études se sont concentrées sur l'évaluation de la faisabilité de l'enrobage des boues de la STE2*. Pour le domaine des ciments, les résultats acquis concernent principalement la modélisation de la diffusion des radionucléides dans les ciments anciens.

* Terme défini dans le glossaire

Les études sur les matrices nouvelles, orientées principalement sur les apatites*, se sont focalisées sur les formulations permettant l'incorporation de l'iode, du césium et des actinides. Par ailleurs, des résultats préliminaires intéressants ont été obtenus sur des matériaux vitrocristallins à base de zirconolite*, en vue de sélectionner leur composition puis de les caractériser.

Pour les techniques de caractérisation, des méthodes destructives ont permis d'effectuer les premiers dosages de certains des radionucléides à vie longue difficiles à mesurer dans les effluents de retraitement et dans le bitume ; les techniques non destructives ont été mises au point pour la mesure de l'activité des coques et embouts compactés ; des actions se développent en matière de photofission* et d'interrogation photonique* pour le dosage des émetteurs alpha.

L'activité dans le programme de comportement à long terme des colis s'est structurée autour de cinq colis de référence. Pour les verres, les recherches sur les cinétiques d'altération ont confirmé que ces phénomènes sont complexes et ont fait apparaître la nécessité d'un réexamen des mécanismes d'altération. Les études sur les effets de l'irradiation sur l'altération ont progressé. Pour les combustibles irradiés, les résultats acquis concernent principalement les vitesses de lixiviation des fractions labiles. Pour les colis à base de liants hydrauliques, ce sont les mécanismes de dégradation par de l'eau qui ont conduit aux résultats les plus significatifs. Le gonflement, le comportement sous-irradiation et le relâchement des radionucléides des enrobés de bitume ont fait l'objet de travaux conséquents et ils ont permis d'avancer dans la connaissance des mécanismes d'altération. Le programme pour les coques et embouts (PRESTANCE*) a fait l'objet d'une planification. Enfin les matériaux pour les conteneurs ont subi une première série de tests de corrosion à l'aide du Module Eau Corrosion (MEC*).

Tous ces points et d'autres sont évalués dans les paragraphes ci-après.

8.1.3 Les recherches sur les colis et déchets existants

8.1.3.1 Les développements technologiques sur les procédés de décontamination, de traitement et de conditionnement

La décontamination à l'aide d'agents tensioactifs et/ou de solutions oxydantes à l'état de mousse est un procédé bien adapté aux grands appareillages offrant des circuits compliqués ainsi qu'aux structures en bétons qui ont une géométrie complexe. Les recherches suivent leur cours, soutenues par une bonne

* Terme défini dans le glossaire

modélisation du comportement hydrodynamique des mousses. Elles visent à minimiser le volume des effluents lors d'opérations de mises à l'arrêt ou, plus tard, de démantèlement d'installations nucléaires.

Les actions spécifiques du CEA, de COGEMA et du CODEM* pour le conditionnement de déchets variés, plus ou moins bien identifiés et caractérisés, mettent, ou mettront, en œuvre des procédés à haute température comme l'incinération et la fusion. Bien que le CEA maîtrise ces techniques depuis longtemps, il continue de les développer pour la réalisation de prototypes comme les creusets froids à induction directe dans le matériau à fondre. Ces procédés sont destinés à être implantés dans des usines. L'emploi de la très haute température a des avantages certains, ne serait ce que vis-à-vis de la minimisation de la production de déchets secondaires. L'incinérateur de Valduc* pour les déchets organiques chlorés contenant des émetteurs alpha est opérationnel, mais nécessite encore quelques recherches de support ; les améliorations en cours seront transposées sur le futur incinérateur de déchets organiques et cellulosiques qui sera implanté dans CEDRA* à Cadarache et sur l'installation pour l'incinération suivie d'une vitrification des boues graphitées et des résines entreposées en vrac à Marcoule. De nouvelles formulations et des élaborations de verres sont recherchées, d'une part, pour les boues de coprécipitation de la future STE* de Cadarache et, d'autre part, pour les anciennes solutions de produits de fission riches en molybdène de La Hague. Ces déchets ainsi que les solutions très sodées provenant du déclassé de UP1* et de l'APM* de Marcoule ont déjà donné lieu à des recherches mais sans succès d'application. Ces formulations seront respectivement mises en œuvre dans AGATE* (Cadarache), à La Hague à l'aide de la fusion en creuset froid et à l'AVM* de Marcoule. Des recherches sont également conduites sur la cimentation des résines en vrac, procédé qui sera mis en service à La Hague pour la reprise des déchets anciens.

La recherche appliquée et les développements technologiques pour les procédés de traitement et de conditionnement ou du traitement seul, visant à une réduction de volume, s'adressent à des procédés recourant à la haute température. Il s'agit de procédés basés sur la vitrification directe dans une installation équipée soit d'une torche à plasma en creuset à revêtements réfractaires comme à Cadarache, soit un creuset froid, éventuellement assisté par une torche à plasma, comme à Marcoule. Ces traitements visent de nombreux déchets actuels ou futurs de nature variée soit sous la forme de

* Terme défini dans le glossaire

déchets solides (résines, déchets organiques et cellulosiques, concentrats d'évaporateurs), soit à l'état liquide (effluents salins ou organiques) ou encore des déchets solides fortement hydratés (boues de coprécipitations ou de nanofiltration). De telles installations alimentées en continu permettraient une vitrification directe des effluents radioactifs sans passer par l'étape de calcination. Les gaz générés nécessitent un traitement par post-combustion particulièrement efficace, par exemple à l'aide d'une torche à plasma.

L'oxydation hydrothermale de liquides et de solides en eau supercritique offre également des avantages, en particulier la réduction de la formation de gaz. Cette technique est à l'étude pour une capacité de traitement de l'ordre du Kg/h.

La Commission prend note du développement de ces recherches à caractère technologique pour lesquelles le CEA est très certainement en avance. En raison de leur importance, elle souhaite être informée de leur déroulement et de leurs potentialités pour l'amélioration et la simplification des procédés existants, ainsi que pour la fabrication de nouveaux colis ou pour la reprise éventuelle de colis déjà fabriqués.

8.1.3.2 Les recherches sur les matrices actuelles de confinement

Des développements sont toujours en cours sur la matrice verre pour l'adapter au conditionnement de solutions de produits de fission ou pour la faire évoluer en tant que nouvelle matrice de confinement pour des déchets particuliers.

Les mises au point de nouvelles formulations sont soutenues par une recherche qui bénéficie de la longue expérience en matière de vitrification du CEA à Marcoule et, pour les formulations innovantes, des nouvelles possibilités offertes par les hautes températures. La méthodologie consiste à chercher les diagrammes de phases de systèmes à plusieurs composants pour des objectifs fixés à l'avance, comme la faisabilité de la coulée et la résistance à la lixiviation. Des recherches très fondamentales, comme l'étude des réactions d'oxydo-réduction dans les silicates fondus, sont également conduites en vue d'adapter éventuellement les degrés d'oxydation des éléments à incorporer pour obtenir une meilleure stabilité du verre.

Il convient aussi de noter qu'en matière de recherche sur les verres, le CEA examine les processus complexes de cristallisation dans ce milieu, soit pour éviter la cristallisation précoce lors du refroidissement, soit, au contraire, pour la

favoriser dans l'élaboration de matrices vitrocristallines. Par ailleurs, le CEA explore la voie de la reprise des verres actuels à l'aide d'une refonte pour en changer la composition chimique afin d'obtenir des verres solubles ou pour les transformer en fluorures ou chlorures susceptibles d'un traitement pyrométallurgique permettant de séparer les radionucléides incorporés.

Le cas du confinement du césium séparé dans un verre est abordé au paragraphe 8.1.4.

Dans le domaine des déchets B, la faisabilité d'enrobage des différentes boues de coprécipitation, entreposées en vrac dans des silos de la STE2* à La Hague, a été examinée dans le cadre du programme de résorption des déchets anciens de cet établissement. La mise au point du procédé de référence (le bitumage), a nécessité de nombreux prélèvements, des analyses chimiques et radiochimiques ainsi que des essais de réactivité sur des échantillons simulés pour adapter les paramètres de fonctionnement du procédé d'enrobage des boues de la STE3'. De même, l'utilisation du ciment est envisagée pour le traitement et le conditionnement d'autres déchets anciens de La Hague : résines, fines, déchets magnésiens, voire déchets tritiés. Quelques études préliminaires sur les performances de confinement de cette matrice ont été ébauchées. Elles alimentent également une réflexion sur les procédures à mettre en place pour caractériser les colis de béton.

8.1.3.3 Les études de caractérisation des déchets et des colis

Les études de caractérisation, largement décrites dans le rapport n° 4, prennent de l'ampleur. Ceci se justifie pleinement puisqu'il s'agit d'un aspect important pour l'inventaire et l'agrément des colis. Les équipes du CEA travaillent dans le cadre des organisations nationales et internationales du BNEN* et d'un Network'. Des nouveaux équipements pour la caractérisation chimique vont être mis en service dans CHICADE* à Cadarache. Concernant les mesures de radionucléides dans les colis, plusieurs programmes sont conduits avec COGEMA et EDF. Avec COGEMA les études portent sur la détermination du zirconium et du molybdène-93 dans les effluents de retraitement et/ou des enrobés bitumineux. Avec EDF, il s'agit d'établir les coefficients de corrélation entre le chlore-36, le molybdène-93 et le technétium-99 avec le cobalt-60 et le césium-137 dans les déchets à l'aide de déterminations sur des échantillons prélevés dans les circuits primaires des réacteurs REP'. Un soutien important

* Terme défini dans le glossaire

est apporté pour la réalisation du poste de mesures nucléaires dans l'atelier de compactage des coques de La Hague. Il s'agit de déterminer les activités des émetteurs gamma par spectrométrie, les quantités d'uranium et de plutonium par interrogation neutronique à l'aide de la mesure des neutrons de fission prompts et retardés, qui sont induits par un flux de neutrons en provenance d'une source externe. Une installation prototype CINTRA* est utilisée à cette fin pour les coques et embouts. Une autre installation, en cours d'étude, est destinée au tri et à la mesure des colis de bitume de Marcoule.

D'autres recherches plus génériques se poursuivent sur la mesure non destructive des radionucléides à vie longue par photoactivation* et des actinides par photofission*. Un effort particulier est consenti sur la tomographie* et l'imagerie associée. Les recherches très nombreuses, restent l'apanage du CEA tant par les moyens à mettre en œuvre que par les connaissances déjà acquises par les équipes dans ces domaines. Des déterminations physico-chimiques portent également sur les coques compactées et sur d'autres déchets technologiques ainsi que sur les graphites des réacteurs UNGG*. Toutes ces recherches contribuent à une meilleure définition de l'inventaire.

A ce stade de l'évaluation concernant les recherches conduites sur les déchets et colis existants, la Commission :

- prend acte de la mise en place progressive de moyens importants pour la fabrication de colis possédant des performances requises, à partir de déchets variés, puis des moyens pour leur caractérisation en vue de l'établissement des dossiers de connaissance ; le caractère appliqué de ces recherches est soutenu par une solide démarche scientifique,
- prend note des informations données sur les recherches conduites pour la reprise des déchets anciens de COGEMA et du CEA et pour le tri et la reprise des colis B. Elle souhaite être tenue informée de l'évolution de ce domaine. Elle a abordé la stratégie associée à ces recherches lors de l'examen du document «Stratégie et programme des recherches 1999-2006» (cf. § 3.2).

* Terme défini dans le glossaire

8.1.4 Les nouvelles matrices de confinement

Les recherches ont porté sur le conditionnement du césium, de l'iode, des actinides mineurs séparés et du plutonium séparé et sans emploi. En fait, pour l'incorporation des actinides, beaucoup d'études mettent en œuvre des composés à base de lanthanides considérés comme leurs homologues. Ces études se situent dans la poursuite de celles évoquées dans le rapport n° 4 et portent sur l'élaboration et l'acquisition des propriétés de matériaux vitreux, vitrocristallins ou céramiques en tant que matrice d'accueil.

Une recherche originale concerne l'incorporation du césium dans des verres aluminosilicatés ou dans des phases de type hollandite* que l'on pourrait faire apparaître dans des milieux vitrocristallins. Mais les recherches les plus importantes, entreprises depuis quelques années ont porté sur les apatites* dont les minéraux naturels constituent des exemples remarquables de confinement pour de nombreux éléments. Selon leur formulation, les apatites de synthèse offrent des possibilités variées de confinement des radionucléides à vie longue et elles peuvent être synthétisées à basse ou à haute température par frittage ou par fusion. De nombreux essais croisés ont été réalisés de façon systématique. La zirconolite*, autre composé, est très étudiée pour le confinement des actinides ; elle est utilisée soit à l'état de céramique obtenue par frittage à 1 500°C ou par fusion à 1 700°C, soit à l'état vitrocristallin formé par refroidissement contrôlé d'un verre de composition appropriée.

Dans l'état actuel, les recherches conduites à Cadarache et à Marcoule, sont focalisées sur les structures des phases et des morphologies et sur les diagrammes de phase pour fixer les compositions des matériaux, les protocoles de synthèse à haute température et les capacités des matrices à accueillir un pourcentage élevé de radionucléides. Mais d'ores et déjà des tests de lixiviation de courte et longue durée (supérieure à un an) et des analyses de surface altérée sont conduits sur certains matériaux pour examiner le comportement à la dissolution et la rétention des éléments introduits. La formation d'une pellicule d'altération sur les zirconolites* semble constituer une protection à l'altération par l'eau. Comme les voies de synthèse des matériaux (précurseurs, frittage, fusion) ont une influence sur leur altérabilité, voire leur dissolution, ces paramètres devront être bien étudiés avant les démonstrations de faisabilité technologique.

* Terme défini dans le glossaire

Les équipes du CEA ont acquis une bonne expérience de la chimie du solide de ces matériaux et de leur caractérisation. Les études alliant des résultats expérimentaux et des examens phénoménologiques microscopiques sont réalisées dans des laboratoires bien équipés. Les équipes ont établi des collaborations nécessaires, par exemple avec l'ANSTO* pour les zirconolites* ; celles-ci vont se poursuivre dans le cadre du GdR NOMADE* par des collaborations nationales.

Ce GdR* vient d'être mis en place. Son objectif est d'être le moteur d'un développement concerté des recherches pour les nouvelles matrices au sein du CEA, du CNRS ou des Universités.

L'évaluation de la Commission ne porte pas dans ce rapport sur toutes les recherches conduites en France sur les nouvelles matrices : oxyde et phosphate de thorium, phosphate de zirconium.

Un état d'avancement doit être réalisé par le CEA, responsable des recherches de l'axe 3, pour la fin de l'année 1999 et une analyse plus complète de la situation en France et à l'étranger sera effectuée dans le prochain rapport ; elle s'appuiera sur la structuration du GdR NOMADE* et sur les études effectuées dans les autres GdR de PACE*.

La Commission considère que ces recherches en cours doivent être poursuivies dans les principales directions suivantes : verres, vitrocristallins et céramiques car ces domaines sont prometteurs. Toutefois dès à présent, une réflexion devrait être conduite pour dégager les avantages et les inconvénients liés à l'élaboration des matrices par frittage ou par fusion.

8.1.5 Les études de comportement à long terme des matrices et des colis

Les objectifs du programme CLTC* sont nombreux puisque, s'ils concernent surtout les colis existants, ils visent aussi les colis futurs qui seront réalisés avec les conditionnements nouveaux utilisant en particulier les nouvelles matrices. Ces objectifs consistent à prédire la tenue à long terme des colis en situation d'entreposage et de stockage. A cet effet, les recherches s'attachent, d'une part, à établir les mécanismes d'altération et, d'autre part, à statuer sur la tenue à long terme des matrices à l'aide des modèles dits opérationnels*. Actuellement, seuls les colis de verre, de bitume et de liant

* Terme défini dans le glossaire

hydraulique bénéficient de ces modèles. Cela signifie qu'au plan strict de la recherche, il faut se pencher sur les comportements des colis de combustibles irradiés, de déchets compactés et des coques et embouts cimentés. Dans cette perspective, deux grands programmes de recherche ont débuté sous l'appellation, PRECCI* et PRESTANCE*. Les moyens d'investigation sur les colis réels se mettent en place notamment au LECA-STAR*, à ATALANTE*, au LECI*, à CHICADE*.

D'une manière générale, il est quelquefois difficile de faire une distinction nette entre les recherches qui relèvent de l'axe 3 et de celles de l'axe 2, à l'exception des études qui concernent le champ proche (programme C3P*), qui sont évaluées au § 7.2.

8.1.5.1 Les déchets vitrifiés

La situation actuelle du comportement à long terme des verres peut se décrire comme suit :

- l'enjeu est important car les colis de verres renferment la fraction prépondérante de l'activité à stocker et ce sont des colis qui iront vraisemblablement au stockage géologique après une décroissance importante de leur activité en entreposage,
- les objectifs des études sont fixés ; ils visent à montrer la pérennité des caractéristiques de confinement de la matrice de verre R7T7* sur une période suffisamment longue. Pour satisfaire ces objectifs de nombreuses études sont en cours ; elles se déroulent dans le cadre d'une coopération scientifique nationale (universités, CNRS...) et internationale intégrée dans les programmes des PCRD* de l'Union Européenne,
- les questions en suspens sont bien définies ; elles concernent en priorité, d'une part, la formation du gel et son rôle de protection et, d'autre part, l'évolution des interfaces gel-solution et gel-verre,
- les moyens expérimentaux et d'études sont en place ; l'échéancier du programme figure dans le document « Stratégie et programme des recherches » édition 1999.

Le bilan 1998, fourni par le CEA, décrit l'état d'avancement des principales études en cours qui sont soumises à l'évaluation de la Commission.

L'étude des mécanismes d'altération intrinsèque des verres par la vapeur d'eau et par l'eau à l'état liquide constitue le cœur des recherches. Dans le premier

* Terme défini dans le glossaire

cas, les efforts ont porté sur les effets de l'auto-irradiation et leur modélisation atomistique qui a atteint maintenant un bon niveau.

En milieu non saturé tout comme en milieu saturé en eau, le verre se recouvre d'une pellicule d'altération protectrice. En milieu saturé en eau, de nouveaux essais sur des verres de composition particulière et sur le verre R7T7* ont bien confirmé que l'altération résulte de phénomènes de dégradation dont les cinétiques complexes concernent les interfaces, soit du verre et de la pellicule d'altération, soit de la pellicule d'altération et de la solution aqueuse pour lesquels la modélisation est difficile. Ces nouveaux résultats remettent en cause les mécanismes fondés sur des équilibres ou des pseudo-équilibres contrôlant la dissolution de la matrice ; ceux-ci étaient considérés jusqu'à présent comme l'état de l'art pour la description de l'altération. Toutefois le mécanisme initial d'altération sur lequel est fondé le modèle opérationnel* est largement confirmé (Cf. § 7.4). Le rôle protecteur de la pellicule d'altération, appelée communément gel, commence à être de mieux en mieux compris au fur et à mesure que ses propriétés en tant que barrière diffusionnelle sont mises en évidence. A ce stade des connaissances, il convient donc de poursuivre la recherche à la fois sur le gel et sur l'interface du gel et du verre pour conforter le modèle d'altération. A cet égard, les modélisations atomistiques de coupure de liaison et de recondensation en présence d'eau, déjà bien avancées, devraient permettre de progresser.

Le CEA consent un effort remarquable sur les études de résistance à l'altération du verre R7T7*. Les derniers résultats exposés ci-dessus montrent qu'il doit être poursuivi jusqu'à l'obtention et la validation d'un modèle solidement fondé sur les mécanismes décrivant le comportement à long terme des verres.

La Commission se propose d'examiner de façon plus approfondie les résultats sur le comportement à l'altération des verres dans son prochain rapport, puisque la réflexion en cours progresse et que la présentation de la synthèse des derniers résultats est programmée ; cette dernière devrait intégrer l'ensemble des connaissances acquises.

* Terme défini dans le glossaire

8.1.5.2 Les combustibles irradiés et usés

Le comportement des oxydes d'uranium est connu. On dispose, en effet, de très nombreuses données sur la lixiviation de ces oxydes et même sur celle des combustibles UOX* usés en présence d'une circulation d'eau ; celles-ci ont été obtenues pour la plupart par les équipes de recherche de pays considérant les combustibles usés comme des déchets, mais il existe aussi des données en France au CEA. Sur les combustibles MOX*, les résultats sont plus partiels. Toutes ces données convergent vers un modèle décrivant la cinétique de relâchement qualitatif des radionucléides ; cependant sur le plan quantitatif, les prévisions des fractions relâchées sont plus difficiles, car la chronologie de l'irradiation du combustible en réacteur joue un rôle essentiel dans les cinétiques de relâchement. C'est pourquoi dans ce domaine, des recherches sont à poursuivre et, de préférence, sur des échantillons de combustible bien choisis et caractérisés. A cet égard, dans le cadre du programme PRECCI*, le CEA conduit depuis quelques années des études significatives sur la cinétique de lixiviation du césium, de l'iode, du strontium et d'autres radionucléides en fonction soit du taux de combustion des combustibles UOX* et MOX*, soit de la température, ainsi que sur l'importance de l'effet de la radiolyse dans l'interface solide - liquide.

Le comportement des combustibles sans circulation importante d'eau, qui simule la situation d'entreposage et de stockage géologique, est beaucoup moins étudié. Un effort important est entrepris en France sur la connaissance de plusieurs mécanismes : évolution intrinsèque des combustibles, évolution en présence de vapeur d'eau (entreposage) et d'eau liquide (stockage) ou de solutions aqueuses saturées par un environnement argileux ou granitique. En effet, suite à une température élevée et à une forte irradiation qui peut conduire à la création d'un excès de défauts, l'évolution chimique des produits de fission, des actinides, ou la diffusion de l'hélium généré par les particules alpha n'est pas encore complètement appréhendée dans les matrices oxydes considérées comme un milieu hétérogène. Il en va de même de l'évolution en présence d'air des propriétés mécaniques des gaines sous contrainte, qui peut conduire à un fluage à haute température. Enfin, les études de l'action oxydante de la vapeur d'eau à faible température doivent être étendues aux combustibles MOX.

* Terme défini dans le glossaire

8.1.5.3 Les liants hydrauliques

La connaissance de l'altération des liants hydrauliques par l'eau a beaucoup progressé et des modèles phénoménologiques fondés sur l'existence d'équilibres locaux entre l'eau et les phases du ciment, ainsi que sur la diffusion des espèces dissoutes sont disponibles. Pour décrire les mécanismes réels, le CEA s'intéresse aux interactions entre, d'une part, l'eau carbonatée ou des solutions complexantes renfermant des ions nitrates, sulfates ou ammonium et, d'autre part, les ciments, les bétons frais ou anciens (analogues archéologiques). Ces études montrent que les ions ammonium accélèrent la dégradation, que les carbonates jouent un rôle protecteur alors que les autres anions provoquent des fissurations ; l'action conjuguée des autres anions avec les anions carbonates se traduit cependant par un résultat bénéfique sous la forme d'une passivation. Celle-ci n'est pas encore modélisée. Des études équivalentes sont conduites sur les bétons de haute performance utilisés pour la confection de conteneurs. Enfin, les recherches sur la diffusion et sur la rétention des radionucléides comme le césium sont également menées sur ces mêmes matériaux possédant une structure compliquée. Les phénomènes de rétention sont dus essentiellement à la présence des silicates de calcium dans le ciment.

8.1.5.4 Les bitumes

L'étude du comportement intrinsèque des enrobés de bitume sous auto-irradiation se poursuit. Celle-ci constitue un point essentiel pour l'entreposage des colis existants et la fabrication de nouveaux colis dans lesquels on pourrait incorporer une activité supérieure à celle actuellement autorisée. Les études concernent les mécanismes de la formation, de la diffusion et de la coalescence de bulles d'hydrogène induits par la radiolyse. En outre, pour le stockage géologique, il y a lieu d'examiner l'action de l'eau sur les enrobés. Actuellement, les phénomènes essentiels de libération des radionucléides et des sels solubles ou peu solubles à partir des enrobés de bitume de la STE3* de La Hague sont appréhendés. Un modèle opérationnel* est disponible. Cependant, des travaux sont encore nécessaires pour affiner ce modèle pour les relâchements des sels peu solubles et pour d'autres types d'enrobés. A cet égard, des recherches conséquentes sont en cours au CEA.

* Terme défini dans le glossaire

8.1.5.5 Les autres recherches

La caractérisation et les spécifications des futurs colis de coques et embouts renfermant aussi des fines de cisailage ou de dissolution, ainsi que ceux fabriqués avec d'autres déchets technologiques métalliques, requièrent des recherches, en particulier, pour déterminer leur résistance à la lixiviation et leur comportement à long terme. Ces études sont en cours.

Dans le cas des matériaux sélectionnés pour la fabrication de surconteneurs, les recherches entreprises sur la corrosion en présence d'eau réductrice et d'argile ont apporté des résultats intéressants. En particulier, l'étude microscopique de l'interface réactionnelle entre un acier et l'argile met en évidence l'existence d'une structure complexe de corrosion dont les mécanismes de formation et d'évolution sont loin d'être élucidés. Les investigations dans ce domaine doivent se poursuivre dans le cadre de l'expérience MEC* (module eau corrosion).

Aux yeux de la Commission, les études sur les conteneurs, tant en ce qui concerne les matériaux, et les performances de confinement que leur corrosion et la pérennité des propriétés mécaniques, revêtent une importance particulière qu'il s'agisse de l'entreposage de longue durée ou du stockage voire des contraintes spécifiques introduites par la réversibilité.

D'après le bilan d'activité pour 1998, ce domaine de recherche, en raison des enjeux, n'a pas reçu le développement nécessaire.

La Commission s'est interrogée sur le problème des déchets tritiés, apparemment voués à un entreposage de longue durée, qui semblent ne pas faire l'objet de recherches particulière, tout en se demandant si les Pouvoirs Publics le considèrent comme du domaine de la Commission.

8.1.6 Les conclusions et l'évaluation des recherches sur les conditionnements

Les recherches conduites dans le cadre du conditionnement des déchets sont désormais bien structurées. Elles s'adressent à divers domaines qui sont complémentaires et la plupart ont atteint un développement important. Le traitement et le conditionnement des déchets s'articulent principalement autour de la chimie du solide à haute

* Terme défini dans le glossaire

température. Les développements de nouveaux procédés ou l'amélioration de ceux existants pour les déchets actuels ou futurs s'appuient sur une recherche appliquée de qualité ; elle est soutenue, d'une part, par une réflexion méthodologique qui prend en compte les retours d'une expérience en conditionnement parfois longue et, d'autre part, par des avancées technologiques. La recherche fondamentale sur les nouvelles matrices pour les éléments séparés progresse dans plusieurs directions avec, au demeurant, la perspective de bénéficier de la technologie des hautes températures. Les orientations vers l'utilisation des procédés potentiels se dessinent. Enfin, les études de comportement à long terme des matrices et conteneurs nécessitent, au-delà de la chimie du solide, un accroissement des connaissances de la chimie des interfaces solide et liquide. Leur objectif est d'établir les mécanismes fondamentaux de la stabilité et de l'altérabilité des solides, notamment des matrices existantes. L'établissement du comportement à long terme des matrices constitue un objectif ambitieux mais indispensable pour asseoir les modèles opérationnels* et, par la même, les options de conception des stockages géologiques qui reposent sur les prévisions fournies par ces modèles. De nombreuses recherches de qualité sont consacrées à ce domaine ; elles mériteraient d'être publiées dans la littérature scientifique internationale. Cependant beaucoup de rapports internes et de nombreuses communications à des congrès portent sur les recherches de traitement, de conditionnement, de caractérisation des déchets.

8.1.7 Les recommandations pour les études de conditionnements

La Commission recommande :

- la poursuite de l'ensemble des recherches sur le traitement et le conditionnement des déchets,
- la poursuite, dans le cadre des collaborations établies, voire élargies, des études sur le comportement à long terme des matrices et des colis ainsi que le développement des modèles scientifiques et opérationnels* dans ces domaines,
- la prise en compte du principe de réversibilité aussi bien pour certains conditionnements que pour certains conteneurs afin de contribuer, avec l'ANDRA, à la démonstration de ce principe,
- l'investigation accrue dans le domaine de la caractérisation (mesures et techniques d'expertise),

* Terme défini dans le glossaire

- que toutes ces recherches contribuent aux choix des options de concepts et à la démonstration de la sûreté du stockage géologique en apportant des informations sur la durée des conteneurs, sur la formation des produits de corrosion, sur le relâchement et sur la spéciation des radionucléides et des produits toxiques.

Pour les matrices nouvelles, la Commission souhaite que lui soit présentée au plus tôt la grille d'évaluation des performances et des objectifs à atteindre. Enfin, elle estime que la qualité de certaines recherches mériterait qu'elles soient présentées à l'expertise et au jugement de la communauté scientifique par plus de publications dans des revues internationales.

Pour l'ensemble de ce domaine de l'axe 3, la Commission s'est efforcée de clarifier des notions souvent mal définies au stade actuel des études, tel est notamment le cas des termes désignant les parties constitutives d'un colis de déchet : la Commission invite les acteurs de la loi à s'accorder sur les définitions à donner.

8.2 LES RECHERCHES SUR L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE

La Commission a auditionné le 5 novembre 1998 les acteurs de la loi sur les recherches entreprises en vue d'élaborer les divers concepts d'entreposage, dont ceux de longue durée. Par ailleurs, lors de l'audition du 6 janvier 1999, les acteurs de la loi et les industriels ont présenté la stratégie industrielle sur l'aval du cycle y compris le problème de l'entreposage et l'articulation de la stratégie de recherche qui lui était associée.

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

L'entreposage de longue durée a pour objectif de mettre des colis en conditions sûres dans la perspective de leur reprise à l'issue d'une période de durée limitée. Comme la Commission l'avait souligné dans son rapport n°4, l'entreposage des différentes catégories de colis de déchets sur des périodes de plusieurs décennies est une pratique courante, tant en France qu'à l'étranger, néanmoins le retour d'expérience est à analyser avec soin. Des opérations de désentreposage ont déjà été réalisées sans complication majeure par le CEA et la COGEMA, mais d'autres soulèveraient des difficultés.

La finalité des entreposages de longue durée doit être clairement définie. En premier lieu, la Commission, dans son rapport sur la réversibilité des stockages publié en juin 1998, envisageait cette opération essentiellement pour les combustibles usés non retraités ; les déchets de catégorie C (verres) issus du retraitement sont actuellement entreposés à La Hague et pourrait l'être pendant 50 ans (autorisation en cours) ; la capacité de cet entreposage, une fois achevé, correspond à 70 ans de production. Quand aux déchets de catégorie B, la Commission les considère comme des déchets ultimes relevant d'une solution de stockage en profondeur sous réserve de satisfaire aux agréments qui seront délivrés.

Le Gouvernement, dans ses conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998, a laissé les options ouvertes à la recherche, qu'il confie au CEA dans le cadre de l'axe 3. Des entreposages d'une durée supérieure à 50 ans (ce qui est l'objectif actuel) constitueraient un outil industriel permettant d'augmenter la flexibilité de l'aval du cycle électronucléaire tout en assurant une réversibilité totale.

Deux stratégies peuvent être mises en œuvre pour atteindre cet objectif.

La première consiste à étendre la durée d'entreposage par une succession d'entreposages-désentreposages : après une période d'une cinquantaine d'années, une expertise du site d'entreposage est menée. Si les conteneurs et les bâtiments sont en bon état, l'entreposage peut être poursuivi. Sinon, et si cela est nécessaire, les déchets sont repris, reconditionnés, puis replacés dans un entreposage neuf ou restauré. Cette approche n'est que la mise en œuvre répétée de pratiques industrielles pour lesquelles un savoir-faire est dès maintenant acquis. Elle ne pose qu'un problème de coût à long terme, puisque la conception même de l'entrepôt n'assure pas sa pérennité sur de longues durées.

Lors de l'audition du 6 janvier, EDF a présenté une stratégie qui se rapproche de cette conception en la limitant aux combustibles usés non retraités.

La seconde stratégie consiste à modifier les concepts industriels existants pour en allonger la durée de vie et aboutir ainsi à un concept d'entreposage qui serait susceptible de réaliser d'une seule traite le confinement des déchets pendant des durées qui pourraient atteindre quelques siècles. Cette stratégie pose des problèmes nouveaux, tant pour la conception des entrepôts que pour celle des colis qui y seront déposés.

Les études sur l'entreposage de longue durée en surface ou subsurface appellent, pour qu'ils soient sûrs, robustes et d'exploitation et de surveillance faciles, des compléments de recherche et de développement sur la durabilité des composants et des systèmes, la conception de conteneurs pour les combustibles irradiés et la reprise à échéance des colis. Elles concernent aussi les modes de refroidissement, la corrosion, la durabilité des matériaux de structure, les techniques de surveillance, les études parasismiques et les contraintes d'exploitation inhérentes aux procédés.

Au cours des auditions, le CEA a proposé d'étudier plus particulièrement cette stratégie en l'étendant à l'ensemble des colis de déchets relevant de la loi de 1991 (verres, déchets B, combustibles usés).

Dans cette optique, le CEA a engagé un programme de recherche visant à établir des concepts d'entrepôts susceptibles d'être fonctionnels pendant 100 à 300 ans, période qui n'excède pas celle de surveillance des stockages de surface des déchets A et pendant laquelle la maîtrise des technologies nucléaires devrait être assurée. La création de tels entrepôts devra passer par une phase d'autorisation au cours de laquelle sera démontrée la capacité technique de cette installation nucléaire à maintenir pour une durée séculaire des conditions permettant de recevoir, de mettre en attente, puis de reprendre une famille de colis dans des conditions compatibles avec un transport ultérieur quelle que soit la destination finale des colis ou des objets. Ceci conduit donc à séparer les phases actives de mise en place ou de reprise des colis, des phases passives pendant lesquelles ces colis sont laissés dans des conditions où leur sûreté doit être assurée avec un minimum de maintenance et de surveillance. L'autorisation pourrait être donnée pour des tranches de 50 ans, renouvelables après contrôle du bon comportement de l'entrepôt, ce qui rejoint les conditions d'entreposage prises en compte par les industriels pour ce qui concerne l'exploitation.

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

Selon le calendrier proposé par le CEA et approuvé par le Gouvernement, des concepts d'entreposage de longue durée, en surface ou subsurface devraient être proposés en 1999 ; les premières études d'ingénierie devraient établir les cahiers des charges pour 2002, afin de réaliser les études d'avant-projet, lesquelles devraient être prêtes pour des sites définis en 2005.

Le CEA a mis en place un projet sur l'Entreposage de très Longue Durée (EtLD*) et établi un programme de recherche pour l'ensemble des tâches à exécuter d'ici 2006.

Les sites d'entreposage peuvent être situés en surface comme en subsurface et le gouvernement a explicitement demandé au CEA lors du comité interministériel du 2 février 1998 d'évaluer la faisabilité d'un entreposage en subsurface et de comparer son intérêt à celui d'un entreposage en surface. Dans son rapport sur l'entreposage de subsurface remis en novembre 1998, le CEA note que les besoins industriels, en dehors des problèmes de sûreté et de sécurité ne nécessitent pas de créer des entreposages de subsurface pour la gestion courante des colis ou des combustibles irradiés. L'analyse a donc porté sur l'entreposage de longue durée en examinant attentivement l'attention sur les plans techniques, scientifiques et juridiques.

Au plan juridique, l'entreposage en subsurface constitue une modalité d'entreposage qui n'est pas distincte d'un entreposage en surface. Un tel entrepôt serait donc une installation nucléaire de base dont l'étude rentre dans le cadre des recherches de l'axe 3 de la loi du 30 décembre 1991.

Au plan technique, une installation d'entreposage est prévue pour garder un caractère provisoire et n'est pas techniquement capable de devenir un centre de stockage définitif, parce qu'elle n'est pas conçue pour faire appel aux propriétés de confinement à long terme du milieu géologique. Le choix d'un site, qu'il soit en surface ou en subsurface, nécessitera toutefois une étude approfondie pour évaluer l'impact des cycles de gel-dégel, les risques sismiques, et surtout la gestion du risque d'inondation par infiltration ou mouvement de la nappe phréatique. Un des avantages potentiels de la subsurface

* Terme défini dans le glossaire

est que la roche encaissante assure une fonction de protection (intrusion, séisme...) ; cependant une étude géologique et géophysique approfondie devra être menée pour évaluer dans quelle mesure la formation hôte peut jouer effectivement ce rôle. Le programme de recherche initié par le CEA prend en compte ces différents aspects.

Douze familles de concepts préliminaires ont été proposées pour effectuer une analyse fonctionnelle, cinq pour la surface et sept pour la subsurface. Les concepts ont été élaborés pour les déchets C et les combustibles irradiés, parce que ces colis qui dégagent de la chaleur induisent des critères de dimensionnement qui englobent le cas des déchets B pour lesquels le dégagement thermique est faible. Toutefois, les contraintes propres aux déchets B et notamment les gros volumes n'ont pas été traitées. Pour la surface, ces concepts sont soit de type puits, à l'exemple de CASCAD*, soit de type casemates modulaires, ou conteneurs entreposés en châteaux avec mise en étuis ou mise en conteneurs en particulier pour les combustibles MOX dont les modalités de refroidissement seront évolutives. Les concepts de subsurface correspondent à des installations situées à flanc de colline ou situées en plaine à quelques dizaines de mètres sous terre : ce sont des châteaux de grande taille disposés en galeries ou en salles ventilées, ou encore des conteneurs dont le refroidissement doit être assuré soit en piscine, soit par convection naturelle ou forcée, soit encore par conduction.

La puissance thermique à gérer dans un entrepôt où seraient déposés des verres et des combustibles irradiés serait de plusieurs mégawatts et leur refroidissement devra être assuré sur de longues périodes. Plusieurs solutions techniques sont envisageables. Dans le cas d'installations de subsurface dont le concept est justifié par l'augmentation de robustesse sur une grande durée, une phase de ventilation artificielle ou de circulation forcée de fluides caloporteurs n'est envisageable que sur une durée limitée et pendant les phases actives de l'entreposage. Pendant les longues phases passives, le refroidissement serait assuré par ventilation naturelle ou par conduction, ce qui pose le problème du comportement du colis en cas d'échauffement par accident ou arrêt volontaire de ventilation. Dans certaines configurations, la montée en température pourrait dépasser le point de vaporisation de l'eau, ce qui perturberait les modalités

* Terme défini dans le glossaire

d'échange thermique. C'est pour traiter ce problème qu'est lancé le programme de recherche sur le refroidissement polyphasique des milieux poreux.

Le combustible irradié doit pouvoir être repris en vue d'un retraitement ou d'une mise en stockage définitif. Or la tenue mécanique de l'assemblage, de la gaine et de la matrice évoluent avec le temps en raison de changements d'état physique (changements de phases solides, de porosité, de surface spécifique, fracturation, gonflement), chimiques (diffusion et migration des radionucléides), et des réactions d'altération du combustible irradié (oxydation, altération aqueuse, précipitation de phases secondaires). Le temps et la température sont ici deux paramètres clés, tout comme pour l'évolution des bétons qui constitueront l'infrastructure de l'entreposage.

Dans un projet d'entreposage de longue durée, les conteneurs jouent un rôle fondamental pour le confinement des radionucléides, la protection des travailleurs et la manutention. Il est donc nécessaire de disposer de conteneurs de haute intégrité, constitués éventuellement de plusieurs enveloppes et adaptés aux divers combustibles irradiés et déchets à transporter, à manipuler et à entreposer. Pendant la durée de l'entreposage, la corrosion se développe en milieu oxydant, au contact de l'air et de l'eau. Elle est susceptible d'affecter l'intégrité mécanique des conteneurs et les possibilités de reprise et de transport des colis en vue du retraitement ou du stockage voire d'un nouvel entreposage.

8.2.3 Le programme d'EDF pour l'entreposage du combustible irradié

Les présentations à la Commission du programme des recherches de l'EDF rappellent les éléments clés de sa stratégie industrielle.

Le combustible irradié est entreposé dans les piscines des centrales nucléaires et dans celles de l'usine de retraitement. Le combustible UOX* doit être retraité à un terme prévisible et la durée de son entreposage est compatible avec la durée des entreposages actuels. En revanche, le combustible MOX* ne sera pas retraité à un terme actuellement prévisible : son entreposage sera donc significativement plus long. Toutefois EDF ne prend pas en considération une durée d'entreposage supérieure à 50 ans.

* Terme défini dans le glossaire

L'objectif primordial de EDF est que l'élément combustible ne doit pas être dégradé à la sortie de l'entreposage. Aussi EDF a-t-elle pour objectif prioritaire d'acquérir les connaissances utiles pour s'assurer de la préservation à long terme de l'intégrité de la gaine au cours de l'entreposage sous eau. Par ailleurs, EDF étudie les procédés d'entreposage commercialement disponibles, qui pourraient servir à terme à l'entreposage du combustible MOX*.

Les actions de recherche engagées répondent donc à ces objectifs. Il s'agit essentiellement d'études sur le comportement en entreposage de crayons de combustibles UOX* et MOX* irradiés dans les réacteurs BR2* et BR3*, déchargés en 1974 et 1978 et du réexamen des informations acquises sur l'entreposage des combustibles, sur l'évolution des gaines et des pastilles, au SECH* de Chinon depuis la mise en service de ses réacteurs. Ces études complètent celles effectuées sur les combustibles entreposés et évoquées précédemment.

8.2.4 Les recommandations sur l'entreposage de longue durée

La Commission recommande que les spécifications appliquées aux colis tiennent compte à la fois des conditions de transport, d'entreposage et des conditions de stockage en formation géologique en vue de limiter les reprises de conditionnement.

Comme la Commission l'avait rappelé dans ses précédents rapports, un entreposage doit être justifié par des objectifs précis, comme, par exemple, la réduction de la charge thermique des déchets et de la radioactivité, en attente d'un stockage profond ou en attente d'une solution industrielle adéquate. La Commission souligne que le concept d'entreposage de longue durée ne dispense pas d'élaborer une solution complète pour l'aval du cycle électronucléaire.

La Commission souligne qu'un tel concept laisse une part importante de la gestion de l'aval du cycle électronucléaire aux générations futures. Le risque qu'une installation d'entreposage de longue durée soit oubliée n'est pas négligeable. C'est pourquoi la Commission recommande que le risque "résiduel" d'abandon d'un site d'entreposage de subsurface soit pris en compte dans le processus de décision.

* Terme défini dans le glossaire

L'allongement des délais d'entreposage soulève le problème de la saturation des équipements, problème déjà rencontré dans d'autres pays, notamment les Etats-Unis. Les scénarios d'entreposage de longue durée devront donc prendre en compte l'évolution des flux de déchets qui seront produits par les industriels au cours des cinquante prochaines années. Tous les concepts étudiés envisagent une solution modulaire, et, à ce titre, les entreposages de surface peuvent présenter davantage de souplesse que ceux de subsurface.

D'une façon générale, l'ensemble des contraintes d'exploitation doit être pris en compte dès la phase initiale des recherches, ce que faciliterait le rapprochement avec un exploitant.

Par ailleurs, il convient d'analyser avec une grande rigueur l'important retour d'expérience acquis tant sur l'entreposage des colis et des combustibles usés non retraités que sur leur reprise et leur transport.

La Commission enfin renouvelle sa recommandation que, sous la responsabilité des autorités de sûreté, une Règle Fondamentale de Sûreté soit élaborée sur l'entreposage de longue durée de la même façon que la RFS III-2f^{*} définit les objectifs de sûreté concernant le stockage profond.

La Commission rappelle que lors des réunions de suivi des recommandations, le CEA s'est engagé à établir un glossaire pour clarifier toute la terminologie associée aux entreposages de longue durée. Elle est en attente de ce document pour son prochain rapport.

* Terme défini dans le glossaire

ANNEXE 1

- * - * - * - * - * - * -

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION AU 30 JUIN 1999

- **Bernard TISSOT** - Directeur Général honoraire de l'Institut Français du Pétrole - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Sciences de la Terre) - Président de la Commission Nationale d'Evaluation.
- **Robert DAUTRAY** - Membre de l'Académie des Sciences - (Physique).
- **Jean-Claude DUPLESSY** - Directeur de Recherche au CNRS - Centre des Faibles Radioactivités - Gif-sur-Yvette - (Géochimie).
- **Robert GUILLAUMONT** - Professeur honoraire de chimie-radiochimie - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Chimie).
- **Jacques LAFUMA** - Conseiller Technique du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique - (Radioprotection).
- **Jean LEFEVRE** - Conseiller Scientifique du CEA pour l'aval du cycle du combustible - (Chimie).
- **Ghislain de MARSILY** - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - Membre Associé Etranger de l'US Academy of Engineering - Professeur de Géologie Appliquée à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - (Sciences de la terre).
- **Olivier PIRONNEAU** - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - Membre de l'Institut Universitaire de France - Professeur et Directeur du Laboratoire de Mathématiques Appliquées à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - (Mathématiques).
- **Jean-Paul SCHAPIRA** - Directeur de Recherche au CNRS/IN2P3 (Physique Nucléaire).
- **Claude JAUPART** - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - Directeur de l'Institut de Physique du Globe de Paris - Professeur à l'Université Denis Diderot - (Sciences de la terre).
- **Claes THEGERSTRÖM** - Directeur à SKB, Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires, a été nommé par le Parlement le 8 juin 1999 au titre d'expert étranger.
- **Juan-Manuel KINDELAN GOMEZ DE BONILLA** - Président du Conseil de Sécurité Nucléaire en Espagne, a été nommé par le Parlement le 8 juin 1999 au titre d'expert étranger.

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

Commission Nationale d'Evaluation

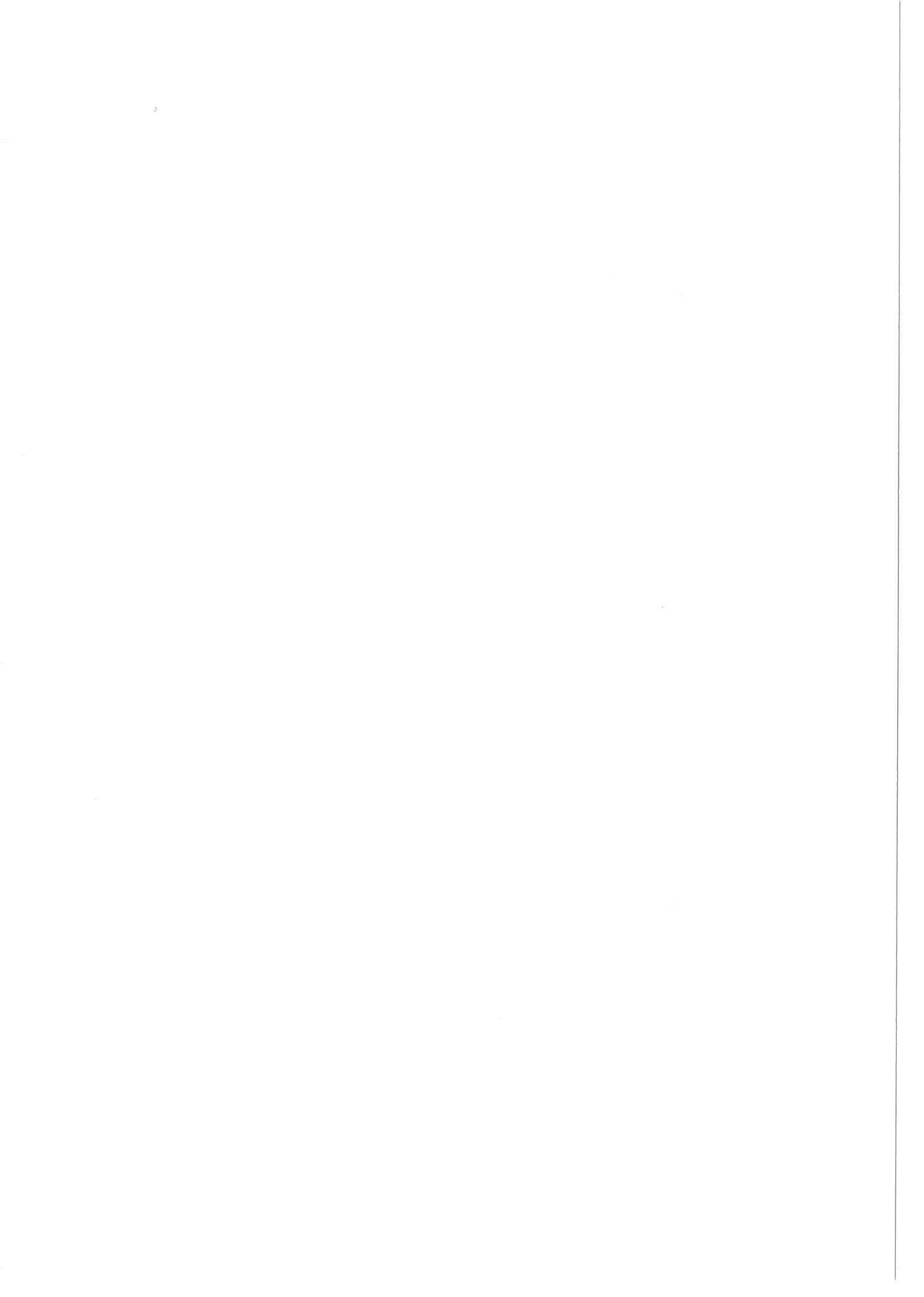
Tour Mirabeau - 14ème étage

39-43 Quai André Citroën

75015 PARIS

☎ : 01 40 58 89 05

Fax : 01 40 58 89 38



ANNEXE 2

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

COMITE INTERMINISTERIEL DU 9 DECEMBRE 1998

QUESTIONS NUCLEAIRES

RELEVÉ DE CONCLUSIONS GÉNÉRALES ET SUR L'AVAL DU CYCLE

(document partiel limité à l'aval du cycle)

Le 2 février 1998, le Gouvernement a adopté une série de décisions relatives à la politique nucléaire de notre pays. Parmi ces décisions, le Gouvernement a annoncé deux mesures importantes :

- il a demandé un rapport à la Commission Nationale d'Évaluation sur la réversibilité, en vue de choisir les sites de laboratoires souterrains prévus par la loi de 1991 sur les déchets à haute activité et à vie longue ;
- il a annoncé qu'il présenterait un projet de loi sur la transparence et le contrôle dans le domaine nucléaire, reposant sur la création d'une autorité indépendante, et a demandé au Député Le DEAUT de présenter un rapport sur ce sujet.

Le Gouvernement s'est réuni aujourd'hui autour du Premier Ministre afin d'évoquer ces sujets et de décider des modalités de poursuite de sa politique en matière d'énergie nucléaire, en tenant compte notamment des différents scénarios présentés par le Commissariat Général du Plan Énergie 2010 - 2020 et des orientations prises par le Gouvernement lors de l'installation du Comité interministériel sur l'effet de serre du 27 novembre 1998. Cette politique s'appuie sur les orientations suivantes :

- le choix de l'énergie nucléaire sera poursuivi comme composante majoritaire de l'approvisionnement électrique national ; dans le même temps, il est nécessaire de préparer une réelle diversification des ressources, car la part du nucléaire est destinée à diminuer par rapport aux niveaux actuels ;

- ce choix nécessite un effort de recherche renforcé pour apporter des réponses aux questions laissées ouvertes par le cycle nucléaire, plus particulièrement celles relatives aux déchets ;
- ce choix doit être, à tous les niveaux de prise de décision, caractérisé par le principe de précaution ;
- ce choix doit reposer sur la crédibilité durable du système pour nos concitoyens ; à cette fin, les modalités de contrôle et de transparence doivent évoluer pour tout ce qui touche à la sûreté des installations et à l'impact sur la santé.

I- AVAL DU CYCLE

A) La poursuite de toutes les voies de recherches

Lors du Comité interministériel du 2 février 1998, le Gouvernement avait confirmé la poursuite de toutes les voies de recherche sur l'aval du cycle, en particulier en les rééquilibrant. Ainsi le Comité avait-il décidé de poursuivre des recherches sur la transmutation et avait également confirmé l'intérêt de l'entreposage en subsurface.

Les recherches sur les réacteurs hybrides (accélérateur associé à un réacteur sous-critique, concept Rubbia), qui pourraient être mises à profit pour une transmutation du plutonium, des actinides mineurs et de certains produits de fission, doivent être poursuivies. De même, il convient de préserver en France la maîtrise de la technologie des neutrons rapides ; c'est la raison pour laquelle Phénix est utilisé pour l'étude de la consommation de plutonium et la transmutation d'actinides mineurs.

En outre, le Gouvernement, afin d'explorer l'entreposage des déchets en subsurface, avait commandé un rapport au Commissariat à l'Energie Atomique pour la fin de l'année 1998. Le Gouvernement dispose de ce rapport qui sera rendu public. Il approuve les principales orientations de ce rapport qui sont les suivantes :

- a) l'entreposage en subsurface est une installation nucléaire de base, techniquement assimilable à l'entreposage en surface, qu'il serait utile de concrétiser, afin d'explorer tous les axes de la loi Bataille.
- b) l'entreposage en subsurface doit s'accompagner d'un programme de recherche sur les modes de refroidissement.

- c) la variabilité des sols en France, ainsi que les technologies très novatrices d'entreposage, permettent d'affirmer qu'un certain nombre d'avant projets sommaires peuvent être menés de 2000 à 2002 pour permettre au Gouvernement de disposer d'une réelle possibilité de sites d'entreposage de subsurface à partir de 2006.

Le gouvernement mandate donc le CEA pour mener ces études dans le calendrier indiqué, afin de disposer des résultats de ces recherches au moment où le parlement aura à se prononcer selon les dispositions de la loi du 30 décembre 1991. Après vérification scientifique, un entreposage dans le Gard sera envisagé.

B) Le Gouvernement retient la logique de réversibilité

Le Gouvernement avait également confirmé, aux termes de l'article 5 de la loi, le choix d'implantation de laboratoires souterrains de déchets radioactifs.

Afin que ces choix puissent être faits dans une transparence totale par rapport aux conséquences des différentes options sur les générations futures le Gouvernement avait demandé plusieurs études complémentaires.

Ainsi, le Gouvernement a-t-il demandé à l'ANDRA un point sur sa capacité à mener des expériences concomitamment dans plusieurs laboratoires : l'ANDRA a rendu au Gouvernement ce rapport en mai 1998, en assurant que 30 scientifiques par site pouvaient être mobilisés, 9 de l'ANDRA et le reste étant composés de partenaires scientifiques -notamment étrangers- déjà associés aux programmes de recherches. L'ANDRA conservera, conformément à la loi de 1991, la maîtrise d'œuvre des recherches. Le Gouvernement l'invite à avoir largement recours aux compétences et expertises externes, notamment étrangères, afin de mener à bien sa mission.

Par ailleurs, le Gouvernement a demandé à la Commission Nationale d'Evaluation, un rapport sur la réversibilité des stockages. L'essence même des problèmes posés par les déchets radioactifs tient aux échelles de temps considérées : la nocivité de ces produits pour la santé et pour l'environnement perdure pendant des centaines de milliers, voire des millions d'année.

Pour ceux qui prendront les décisions demain, de telles échelles de temps s'apparentent à l'éternité au regard de l'horizon humain de prévisibilité. Dès lors, pour des raisons d'exigence d'ordre éthique, la condition de l'acceptabilité des décisions tient à leur réversibilité : il est capital que les générations futures ne soient pas liées par les décisions déjà prises et puissent changer de stratégie, au vu des évolutions techniques ou sociologiques intervenues.

Ce rapport a été remis au Gouvernement en juin 1998. Le rapport de la CNE constitue un document important dans l'application de la loi Bataille en particulier sur deux conclusions essentielles :

1) Un lien étroit doit être fait entre le type de déchets et les types d'entreposage ou de stockages à étudier

Ainsi la Commission Nationale d'Evaluation a élaboré pour la première fois, de manière opératoire, le concept de « réversibilité » qui consiste dans la possibilité de reprise de déchets stockés de façon sûre avec un avantage important pour la société. Ainsi, étant donné la durée de vie de ces déchets, la recherche peut apporter des mesures correctives d'emballage ou de stockage afin d'améliorer la sûreté des colis ; la recherche peut également trouver des emplois nouveaux pour des produits valorisables ; les générations futures peuvent également élaborer des concepts éthiques nouveaux, liés aux changements démographiques, à des utilisations nouvelles du sol ou tout simplement à des regards nouveaux sur la science.

La CNE, bien évidemment, constate que si la réversibilité est facile dans des cas d'entreposage en subsurface, la réversibilité est complexe pour des stockages profonds à cause de la triple barrière conteneur plus barrières ouvragées plus barrières géologiques, et qu'elle est très difficile, voir improbable à long terme. Elle fait donc des propositions un peu différentes de la lettre de la loi du 30 décembre 1991. Ainsi, elle recommande pour les combustibles usés non retraités et pour les déchets C, c'est-à-dire les « verres » (les déchets à haute activité et à vie longue) une prolongation de l'entreposage dans l'enceinte de l'établissement de retraitement (La Hague ou Marcoule). Autrement dit la CNE ne recommande pas le stockage immédiat en couche profonde de ce type de déchets afin de réserver à nos successeurs la possibilité de reprise de la matrice « verre » ou bien d'utiliser d'éventuelles découvertes sur la transmutation. La CNE remarque que le temps de refroidissement est tel que la réalité du stockage ne se pose pas avant 70 années.

En revanche, pour les déchets B c'est-à-dire de moyenne activité et à vie longue, la CNE recommande la mise en stockage définitif avec réversibilité.

Dans ces conditions, le stockage définitif est aujourd'hui une solution envisageable à moyen terme pour les déchets B, tandis que les déchets C devraient plutôt être entreposés en surface ou en subsurface dans l'attente des techniques à venir de transmutation. Cette distinction ne doit pas cacher le fait que la transmutation ne permet que de réduire les volumes ou la nocivité des déchets C, mais pas de les faire disparaître. Dans ces conditions, la CNE n'exclut pas la possibilité d'avoir à stocker définitivement des déchets C après transmutation dans des couches géologiques profondes, et ce à un horizon plus lointain.

Le rapport de la CNE permet ainsi de mieux éclairer les choix que le Parlement aura à faire au moment de la décision du lieu du stockage.

Le Gouvernement s'inscrit clairement dans une logique de réversibilité et entend poursuivre les études dans ce sens. A court terme, il convient donc de mener dans des laboratoires les recherches sur le stockage en profondeur de manière large en considérant tant les hypothèses de stockage de déchets B que de déchets C, pour donner au Parlement les moyens de se prononcer sur cette question en pleine connaissance de cause.

2) L'architecture du stockage doit également traduire la logique de réversibilité.

La CNE recommande également d'affiner le concept d'architecture de stockage afin que les laboratoires puissent expérimenter les interactions des déchets et des roches dans des conditions les plus proches de la réalité des stockages. Dans sa logique de privilégier la réversibilité, la CNE suggère des modalités de stockage adaptées et la mise au point de phases de démonstration de la réversibilité.

C) Des recherches poursuivies dans la transparence

Le Gouvernement inscrit les décisions qui vont suivre dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, afin de s'acquitter auprès des générations futures du devoir de préparation de toutes les voies de recherches possibles pour maîtriser dans la durée l'aval du cycle.

- 1- Le Gouvernement réaffirme sa détermination à appliquer l'Article 3 de la loi qui fait obligation du retour des déchets étrangers dans leur pays d'origine. Ceci suppose une transparence totale sur les stocks de déchets radioactifs situés en France en distinguant ceux qui viennent des centrales françaises et ceux qui viennent de producteurs d'électricité étrangers.
- 2- Le Gouvernement remarque que lorsque viendront les décisions sur les sites de stockage souterrains ou en subsurface, le volume des déchets de catégories A, B ou C devra être parfaitement connu. Or, le dernier rapport de la Commission Nationale d'Evaluation constate des différences de comptage par rapport aux derniers éléments fournis par l'ANDRA. Afin d'avoir toutes 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 CNE sera demandé sur cette réforme.

- 3- Afin de pouvoir évaluer les coûts réels de l'aval du cycle, le Gouvernement décide de confier à trois personnalités une étude sur les données économiques de l'ensemble de la filière nucléaire, y compris le retraitement, au regard des autres sources d'énergie, et compte tenu des différentes hypothèses contenues dans le rapport du plan « Energie 2010 » ainsi que de la conjoncture énergétique internationale.
- 4- Le Gouvernement insiste sur son attachement à l'esprit et à la lettre de la loi du 30 décembre 1991, et souhaite réaffirmer tout d'abord que les laboratoires ne sont construits que dans un objectif d'études géologiques, sans qu'il soit question de préparer un stockage tant que le Parlement n'en a pas décidé ainsi.
- 5- Afin de préparer au mieux cette décision, le Gouvernement demande à l'ANDRA de rendre un rapport annuel sur l'état des travaux et des recherches en cours, rapport qui sera soumis à la Commission Nationale d'Evaluation pour avis. Au vu de ces éléments, le Gouvernement établira un bilan chaque année sur l'état des recherches laboratoire par laboratoire.
- 6- Le Gouvernement prend acte de la concordance des recommandations sur les différents sites, en particulier concernant les inconvénients géologiques du site de la Vienne, venant de la Commission Nationale d'Evaluation, du Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, et du Président de l'Office Parlementaire des choix scientifiques et technologiques.

Il est nécessaire d'explorer deux sites géologiques différents : l'argile et le granit. Compte tenu de la réserve exprimée par la CNE sur la qualité du granit dans le site jusqu'à présent pressenti dans la Vienne, ainsi que des inconvénients géologiques s'agissant du Gard et qui n'existent pas dans la Meuse, le Gouvernement décide de poursuivre les recherches dans deux laboratoires sur deux sites, l'un dans l'argile à Bure dans la Meuse et l'autre dans le granit. Il décide donc de rechercher un nouveau site granitique susceptible d'accueillir un laboratoire souterrain. Les recherches de ce site commenceront dès le début de 1999.

ANNEXE 3

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

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

Le suivi historique des évènements

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

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

TABEAU 3.1 : BREF RAPPEL HISTORIQUE AVANT LA MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

Loi du 30.12.1991

| Années | 81 | 82 | 83 | 84 | 85 | 86 | 87 | 88 | 89 | 90 | 91 | 92 | 93 | 94 | |
|---|---|--|---|---|---|--|----------------|----|----|----|----|----|----|----|--|
| <u>COMMISSIONS
EVALUATION</u> | ← 81 - 82 →
Recherche et
Gestion des combustibles
irradiés | ← 83 - 84 →
Recherche
et développement
gestion des déchets
radioactifs | ← 85 - 87 →
Commission GOGUEL
Critères pour les sites
de stockages profond | ← 88 - 89 →
Commission Nationale
d'Evaluation | | | | | | | | | | | |
| | Programme
recherche
Développement
du CEA | Recherche
et développement
gestion des déchets
radioactifs | Commission GOGUEL
Critères pour les sites
de stockages profond | Commission Nationale
d'Evaluation | | | | | | | | | | | |
| <u>RECHERCHE
CEA + ANDRA
AUTRES :
COGEMA -EDF -</u> | Castaing (1) | Castaing (2) | Castaing (3) | Plan
Recherche
et
Développement
83 | Plan quinquennal Recherche et Développement CEA
← 84 - 89 → | Plan quinquennal Recherche et Développement CEA
← 89 - 94 → | Andra (EPIC)** | | | | | | | | |
| | | | | | Commission Scientifique et technique pour la gestion des déchets du CEA | | | | | | | | | | |
| <u>INDUSTRIE</u>
Gestion des déchets | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | |
| <u>EVENEMENTS</u> | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | |

* Règles fondamentales de Sécurité
 ** Etablissement Public Industriel et Commercial

Origine : CNE

TABEAU 3.2 : HISTORIQUE DES EVENEMENTS DEPUIS LA MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION DE 1994 A 1996

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

* Règles fondamentales de sûreté

TABLEAU 3.3 - HISTORIQUE DES EVENEMENTS DEPUIS LA MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION DE 1997-1998

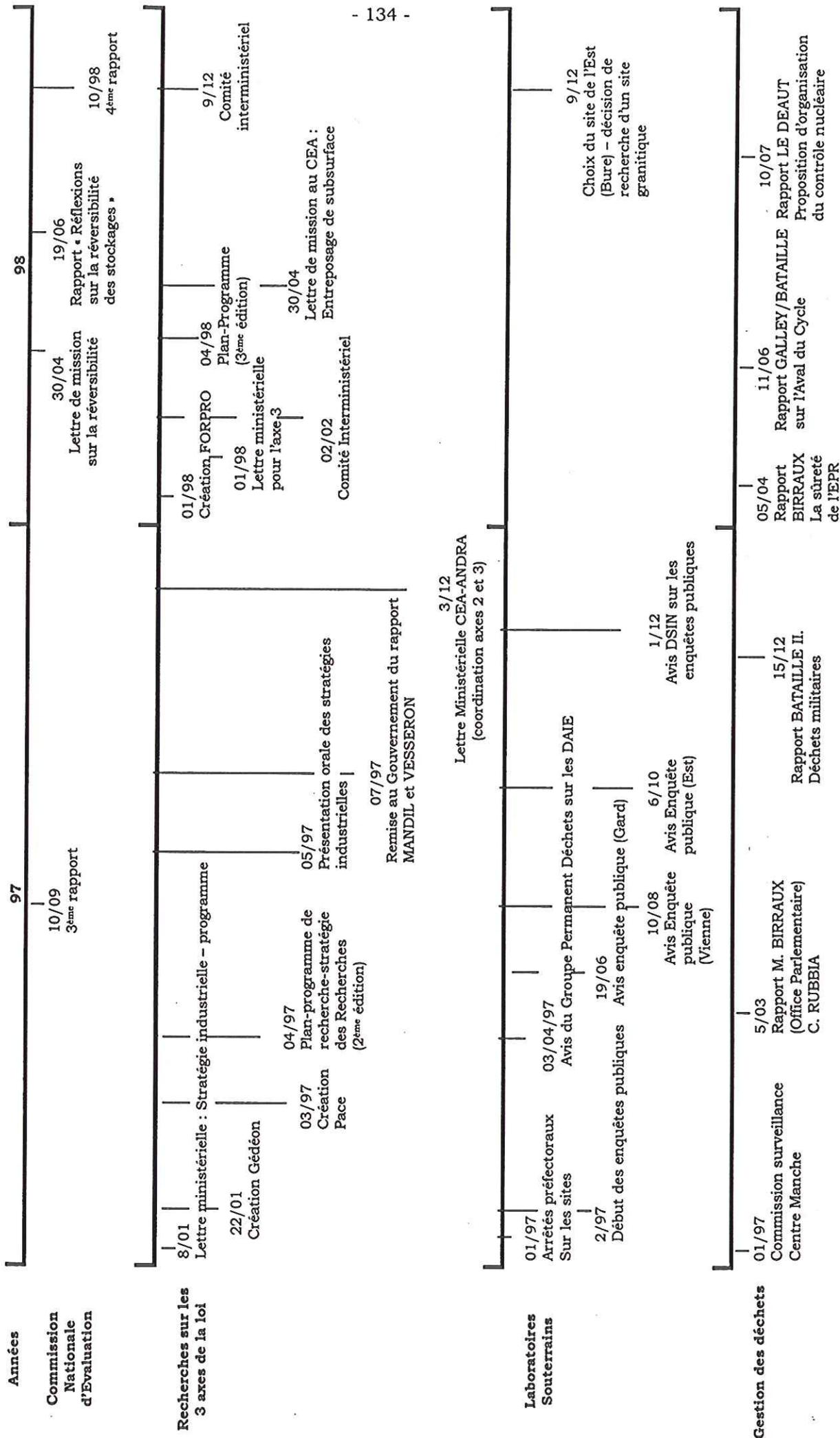
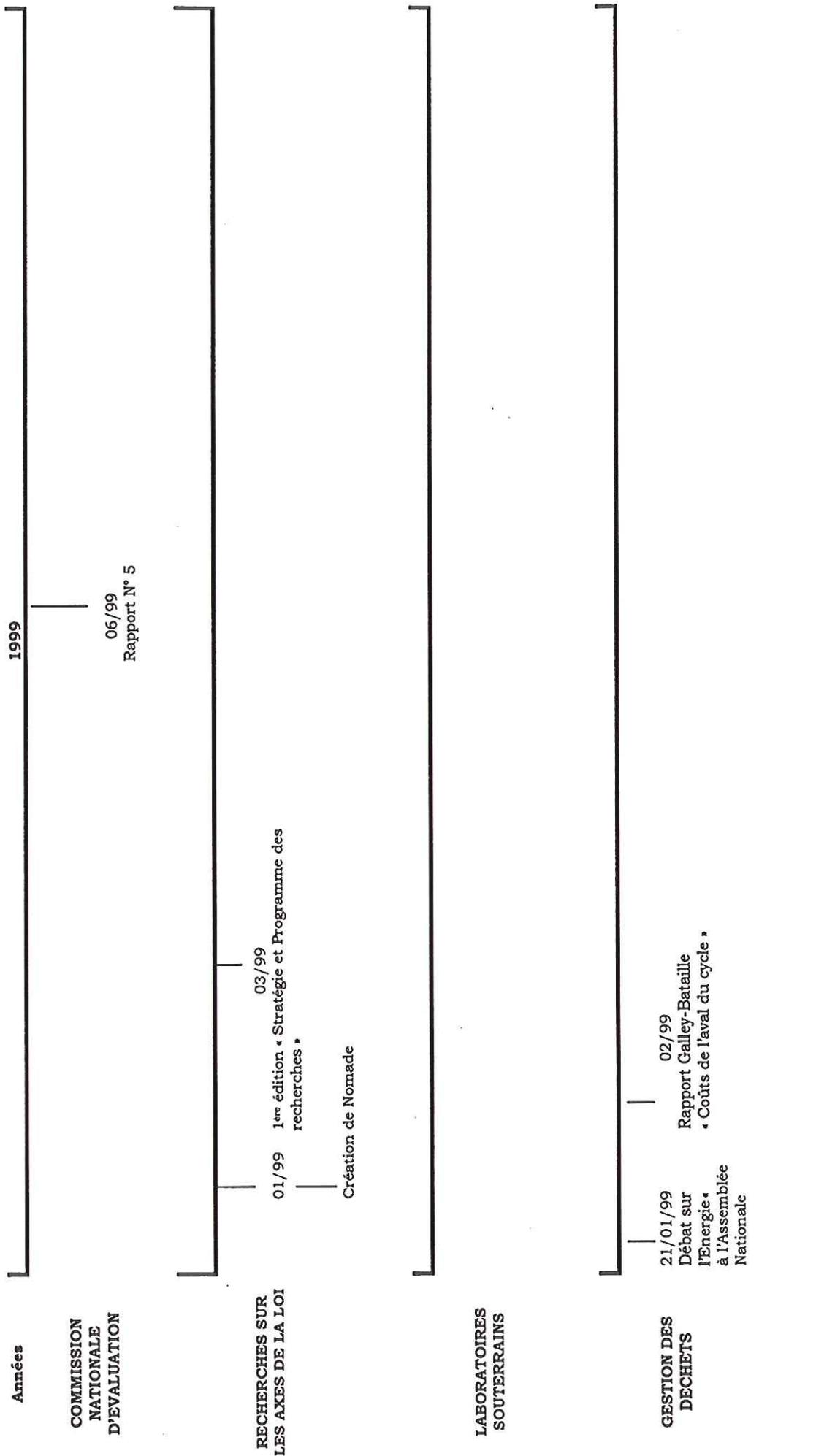
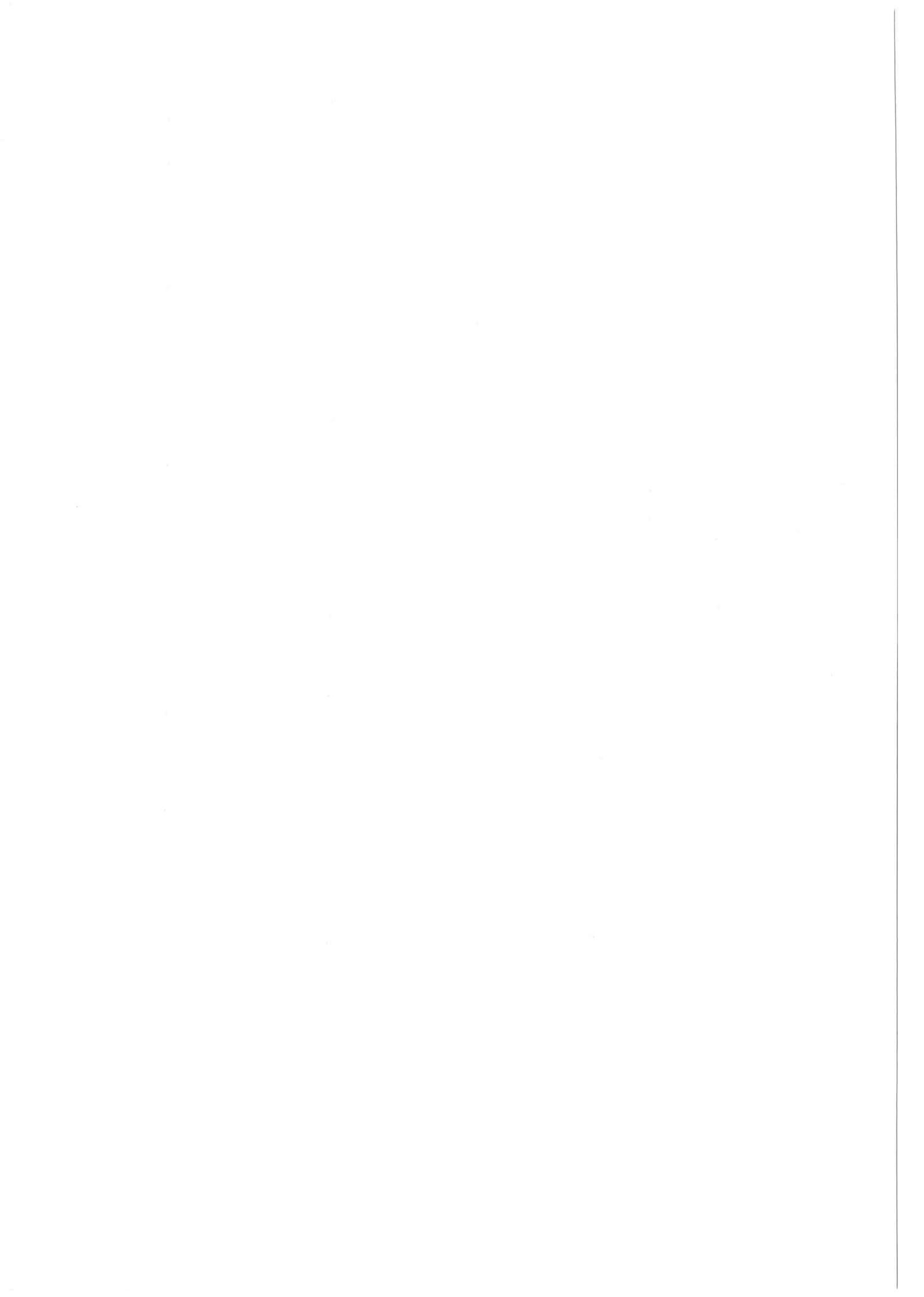


TABLEAU 3.4 - HISTORIQUE DES EVENEMENTS DEPUIS LA MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION EN 1999





ANNEXE 4

■ * ■ * ■ * ■ * ■ * ■ * ■

LES ACTIVITES COMPLEMENTAIRES DE LA COMMISSION : LES VISITES TECHNIQUES

VISITE DE L'INSTALLATION IPHI* – 13 AVRIL 1999

Sur invitation de Messieurs Samuel HARAR, Directeur Adjoint des Sciences de la Matière et Jean-Michel LAGNIEL, Chef du projet IPHI* (Injecteur de Protons Haute Intensité), quelques membres de la Commission ont visité l'installation IPHI* à l'Orme des Merisiers à Saclay. Dans cette installation, collaborent des équipes du CEA, des équipes du CNRS ainsi que des chercheurs étrangers.

1. POSITION DE L'INSTALLATION IPHI DANS LE GDR GEDEON ET LES REACTEURS HYBRIDES

Le Groupement de Recherche Gédéon fédère l'ensemble des équipes de recherche pour la transmutation dans les systèmes innovants appelés aussi systèmes hybrides. Le programme GEDEON*, organisé en huit opérations, couvre l'ensemble des recherches de base associées à ces systèmes innovants constitués d'un réacteur sous-critique et d'un accélérateur de particules. C'est l'opération sept qui est dédiée à l'étude de l'accélérateur de haute intensité. Cette opération prévoit plus particulièrement dans le cadre de GEDEON* de définir le cahier des charges de l'accélérateur ; mais au-delà de cette opération il s'agit avant tout de réaliser le prototype de l'accélérateur. Dans les perspectives et les orientations, présentées à la Commission le 24 novembre 1998 pour un « démonstrateur hybride », les acteurs de la loi ont précisé les grandes options techniques qui faisaient l'objet d'investigations ; l'accélérateur en fait partie. Le choix est actuellement tranché en faveur d'un accélérateur linéaire de haute intensité. Un accélérateur, conçu pour un usage final de nature industrielle, nécessite une intensité de faisceau de 50 à 100 milliampères et une accélération de 400 à 1 000 MeV. Il n'a jamais été construit et constitue un enjeu majeur pour le développement futur des hybrides. L'objet du prototype IPHI* est de démontrer la possibilité d'amener un faisceau de protons de 50 à 100 mA jusqu'à une énergie de 10 MeV et ce avec des caractéristiques exigées pour un système hybride. Il va sans dire que de la réussite de ce prototype découle la faisabilité du

* Terme défini dans le glossaire

démonstrateur hybride dont l'accélérateur (source de protons) la source de spallation* (sources de neutrons) et le réacteur sous-critique constituent les trois composantes essentielles et indissociables.

2. ETAT DE L'ART DANS LE DOMAINE DES ACCELERATEURS DE HAUTE INTENSITE

Les études de recherche et de développement engagées concrètement dans le domaine des accélérateurs de haute intensité sont concentrés principalement dans le domaine du Laboratoire National de Los Alamos (LANL)* aux Etats-Unis, au Japon et en France à Saclay (CEA – CNRS). Autour de ces pôles gravitent un ensemble d'équipes nationales ou internationales pour lesquelles la recherche fondamentale constitue le plus souvent l'intérêt majeur. Ces études s'accompagnent également d'un ensemble de progrès technologiques nécessités par les performances requises par ces installations. Les délais de conception et de fabrication de pièces, modules, sous-ensembles constituent une contrainte forte dans tous les plannings.

L'intérêt majeur des accélérateurs de protons à haute intensité, conçus selon le schéma type de la figure ci-dessous, est l'ouverture à de nouveaux domaines d'études et d'application, en raison de leur association à une cible de production de diverses particules qui constitue ainsi une source intense de faisceaux secondaires de neutrons, de muons, de neutrinos ou de noyaux radioactifs. La fabrication de tritium à l'aide des accélérateurs ayant été abandonnée aussi bien en France (projet Trispal¹) qu'aux Etats-Unis, ces accélérateurs seront dédiés, d'une part, à la recherche fondamentale (sources de spallation de neutrons, faisceaux de noyaux radioactifs, neutrinos...) et, d'autre part, à la recherche appliquée (systèmes hybrides de transmutation des déchets radioactifs à vie longue, matériaux, production de radioisotopes, applications médicales...). Afin que ces domaines puissent faire l'objet d'application, il est indispensable de créer, après une étude de faisabilité, un accélérateur de forte puissance. C'est autour de quelques projets que se mobilisent actuellement les chercheurs :

- ESS* (European Spallation neutron Source), 5MW avec un faisceau pulsé,
- IFMIF* (International Fusion Materials Irradiation Facility),
- SNS* (Spallation Neutron Source) - Projet d'Oak Ridge de source de spallation
- SINQ* à PSI* (Paul Scherrer Institut à Villigen, Suisse).
- Nouvelle génération de production d'ions radioactifs (Physique nucléaire),
- Muons colliders* (Physique des particules),

* Terme défini dans le glossaire

ainsi que le démonstrateur et prototype de système hybride pour la transmutation des déchets nucléaires.

3. OBJECTIFS, ETAT D'AVANCEMENT, PLANNING ET MOYENS DU PROJET IPHI

C'est aux études menées dans le cadre de l'axe 1 de la loi de 1991, que se sont intéressés les membres de la Commission lors de leur visite.

Les responsables du prototype IPHI* ont tout d'abord exposé les objectifs indispensables pour ces études qui sont répartis dans trois domaines principaux :

- la réalisation de la tête de machine que constitue le prototype IPHI*,
- le programme pour les cavités accélératrices supraconductrices,
- l'optimisation de la conception de l'accélérateur.

3.1 ETAT DE LA REALISATION DU PROTOTYPE IPHI*

Pour atteindre ces objectifs, visant à connaître et optimiser les performances et les coûts de construction et d'exploitation d'un accélérateur, plusieurs types de recherches sont nécessaires parmi lesquelles on peut citer (voir : rapport d'activité 1998 du CEA, axe 1 page 33) :

- la validation des codes de calculs pour la dynamique du faisceau et le calcul des structures,
- la validation des choix technologiques,
- les améliorations de la fiabilité des parties et composants les plus délicats de la machine,
- la caractérisation précise du faisceau à basse énergie qui permettra ensuite d'obtenir des gains sur les autres composants,
- le développement des diagnostics utilisés pour les réglages et la surveillance,
- l'acquisition du savoir-faire pour la mise au point et le pilotage de l'accélérateur selon le cahier des charges.

* Terme défini dans le glossaire

Comme indiqué sur la figure 1, le prototype IPHI* se composera :

- d'une source de protons (Source d'Ions Légers Haute-Intensité – SILHI*)
- du RFQ* (Radio Frequency Quadrupole)
- d'une section de tubes de glissement (DTL* : Drift Tube Linac)

Le prototype comporte actuellement la source SILHI* d'une intensité de 100 mA ; un fonctionnement en continu sur une centaine d'heures a permis d'obtenir une disponibilité de 96 %. Des progrès importants ont déjà été réalisés comme la réduction d'un facteur 3 de l'émittance par injection de gaz lourds, l'amélioration de la disponibilité par la réduction du nombre des micro-claquages et des délais de remise en route. Des collaborations avec le LANL*, l'INFN* ont permis d'avancer dans les études théoriques et les codes de calculs.

La machine en cours de fonctionnement lors de la visite a permis d'observer un faisceau d'une quinzaine de millimètres de diamètre.

La source devra recevoir ensuite le module RFQ* dont les caractéristiques sont en cours de définition ; ce module de huit mètres de long est composé de huit éléments individuels qui font l'objet d'appel d'offres auprès des industriels spécialisés (THOMSON, METACERAM, CERCA, SICN). Les calculs, les simulations, les maquettes et des pièces ont déjà été réalisées, si bien que la fabrication du premier élément du RFQ* pourrait être déclenchée auprès des industriels.

Après le module RFQ* se placera le DTL* (Drift Tube Linac) qui permet d'obtenir des particules de 10 MeV environ.

3.2 PLANNING DE REALISATION DU PROTOTYPE IPHI*

Le planning actuellement retenu par les équipes du CEA et du CNRS est le suivant :

- Source SILHI*/Ligne basse énergie

1999 : - études des conditions d'injections dans le RFQ*

* Terme défini dans le glossaire

- tests de performance de fiabilité (un déménagement de la source dans l'enceinte de l'accélérateur de Saturne* (aujourd'hui arrêté) est prévu en 2000 - 2001).

- RFQ*

1999 - 2001 : construction des éléments modulaires (le délai de réalisation est approximativement de 18 mois).

2001 (2^{ème} semestre) : montage et réglages

2002 (1^{er} semestre) : test avec faisceau

- Ligne diagnostics

1999 - 2001 : études et construction

- DTL*

1999 : conception mécanique

2000 : construction et tests de la cavité courte

2000 - 2002 : construction de la cavité 10 MeV

2002 (2^{ème} trimestre) : tests avec faisceaux

3.3 MOYENS POUR LA REALISATION DU PROTOTYPE

Les investissements proprement dits pour la construction et le test du RFQ* sont estimés à 50 MF ; ceux pour la réalisation et le test du DTL* jusqu'à 10 MeV sont évalués à un montant de l'ordre de 50 MF. L'effectif total de l'équipe du projet IPHI* s'élève à 38 hommes/an se répartissant en 2/3 CEA, 1/3 CNRS. Les compétences et le savoir-faire de cette équipe dans le domaine des accélérateurs sont reconnus au niveau international depuis de nombreuses années. Le transfert des connaissances vers l'industrie se fera grâce à une forte implication des experts des entreprises qui participent au projet. Des subventions régionales ont été sollicitées ; l'équipe est en attente de la finalisation des programmes et des financements européens dans le cadre du 5^{ème} PCRD*. Un comité de pilotage du projet IPHI* est constitué pour assurer le contrôle de l'évolution du projet et pour définir l'évolution du programme. Ce comité se réunit au moins deux fois par an.

* Terme défini dans le glossaire

3.4 ETAT DE LA REALISATION DES CAVITES SUPRACONDUCTRICES

L'effort porte également sur la conception et la réalisation future des cavités supraconductrices constituant la partie haute énergie de l'accélérateur. Le programme de recherche et développement correspondant est mené dans le cadre de TESLA* et de TTF*. La mise au point de nouveaux procédés de fabrication de cavités est en cours. Une cavité à base de niobium d'une longueur d'un mètre a été présentée. Des fabrications par hydroformage sont en cours d'essais ; d'autres essais portent sur des cavités de cuivre recouvertes de couches minces de niobium.

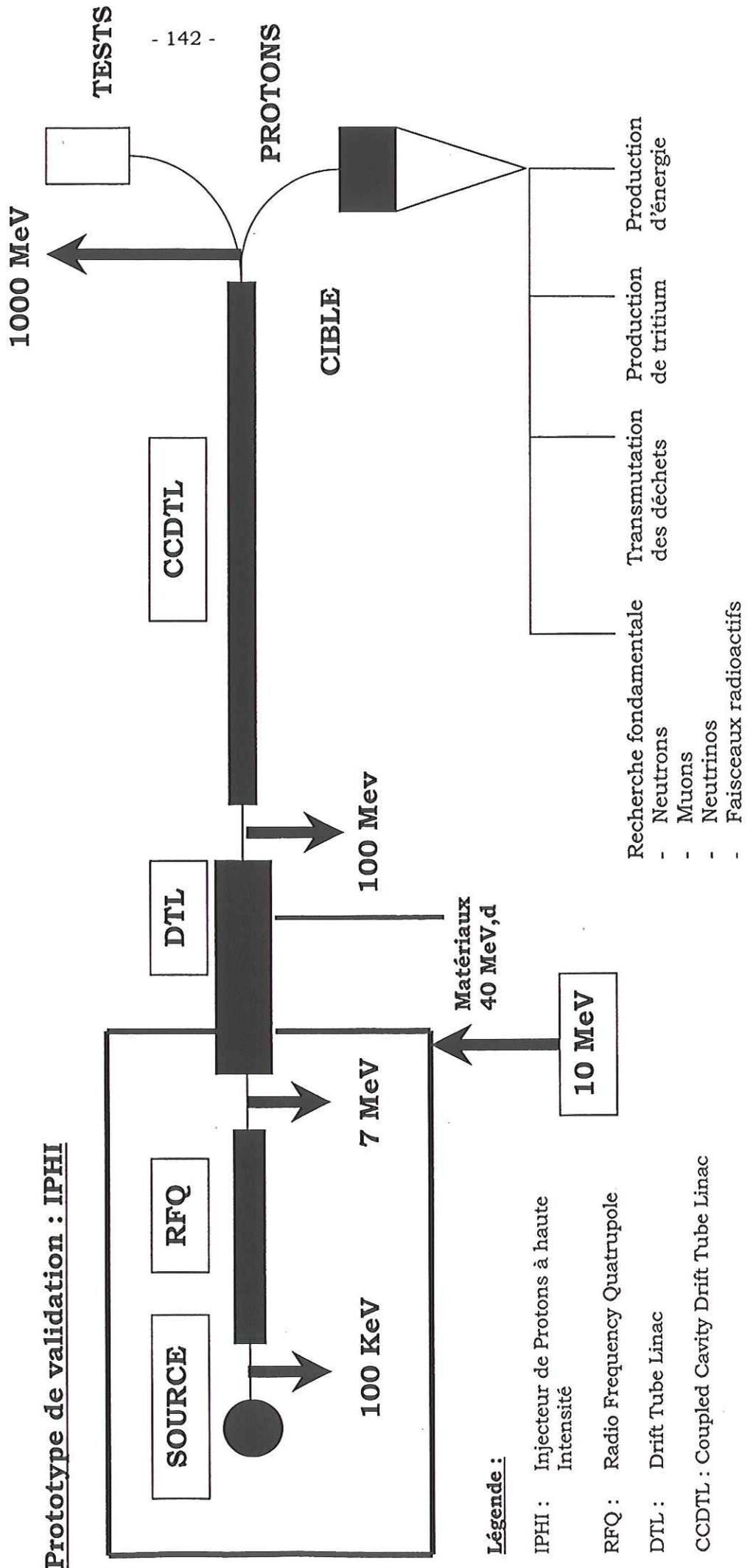
* Terme défini dans le glossaire

FIGURE 1

SCHEMA TYPE D'UN ACCELERATEUR DE PUISSANCE

50 à 100 mA - cycle utile 25 à 100 %

Prototype de validation : IPHI



Légende :

- IPHI : Injecteur de Protons à haute Intensité
- RFQ : Radio Frequency Quatrupole
- DTL : Drift Tube Linac
- CCDTL : Coupled Cavity Drift Tube Linac



ANNEXE 5



LA SITUATION INTERNATIONALE

Plusieurs évènements importants concernant la stratégie, les programmes de recherche ou des avancées techniques significatives dans l'aval du cycle du combustible se sont produits récemment à l'étranger.

5.1 AU PLAN STRATEGIQUE TECHNIQUE ET INDUSTRIEL

5.1.1 Aux Etats-Unis

Dans ce domaine l'évènement le plus important est incontestablement l'ouverture du premier stockage géologique aux Etats-Unis. Autorisé le 13 mai 1998 à recevoir des déchets militaires, le WIPP* (Waste Isolation Pilot Plant) a fait l'objet du premier arrivage de colis en provenance du site de Los Alamos en mars 1999. Le choix du site de Carlsbad dans le Nouveau Mexique a été fait en 1974 par la Commission à l'Energie Atomique (U.S. AEC*) qui est devenue depuis le Département de l'Energie (U.S. DOE*). La décision de construction du site a été prise en 1983 et depuis cette date, durant une quinzaine d'années, diverses procédures administratives et réglementaires ont permis d'aboutir au stockage des premiers déchets.

Le site de stockage doit accueillir 175 000 m³ de déchets technologiques militaires équivalents à certains déchets de la catégorie B de la France. La durée d'exploitation s'échelonne sur 35 ans, et, en raison du fluage du milieu géologique (sel) d'environ 3 inches par an soit environ 7,5 cm, aucune réversibilité n'est prévue.

* Terme défini dans le glossaire

Le second site de stockage des Etats-Unis, celui de Yucca Mountain* dans le Nevada, a fait l'objet d'une publication en décembre 1998 d'une évaluation de faisabilité de sûreté et de conception (Viability Assessment). Ce document a été évalué par la NWTRB* en avril 1999 sous la forme d'un rapport adressé au congrès et au secrétaire de l'Energie. Cette évaluation ayant pour titre « Moving beyond the Yucca Mountain viability assessment ». « En route au-delà de l'évaluation de la faisabilité de Yucca Mountain » conclue que les recherches méritent d'être poursuivies pour ce site candidat pour le stockage géologique permanent mais que des travaux scientifiques et d'ingénierie sont nécessaires pour accroître les performances de sûreté et la confiance dans leur évaluation. En particulier l'utilisation de conteneurs possédant des températures plus faibles en surface conduiraient à lever certaines incertitudes et à accroître les marges qui faciliteraient la démonstration de sûreté du stockage et donc les procédures d'autorisation.

Le nouveau dossier en attente pour 2000 est « Environmental impact statement » (état de l'impact sur l'environnement) qui sera suivi de la demande d'autorisation, de construction et d'exploitation en 2002.

Un dernier élément important que l'on peut relever aux Etats-Unis, concerne l'évolution de la destruction et la dénaturation du plutonium militaire. A ce sujet, un contrat a été signé le 22 mars 1999 pour la conception détaillée et la construction d'une usine de transformation de plutonium militaire en combustible MOX (10 % de plutonium environ) ; ces combustibles seraient ensuite utilisés dans des réacteurs exploités par les compagnies Duke Energy* et Virginia Power*. COGEMA, FRAMATOME et EDF sont impliqués à différents titres dans ce contrat. L'objectif est la consommation de 33 tonnes de plutonium militaire sur une durée de dix sept ans.

5.1.2 En Grande-Bretagne

Le projet de stockage profond des déchets B dans les formations volcaniques fissurées de Sellafield* en Angleterre a été abandonné à la suite d'une très longue enquête et de débats publics, au cours de l'hiver 1997. Par lettre ministérielle du 29 janvier 1998, le Ministre de l'Environnement demandait au RWMAC* (Radioactive Waste Management Advisory Committee) de lui fournir une évaluation sur un certain nombre de sujets dont le projet sur la stratégie de recherche d'un site pour le stockage géologique (combustibles et déchets de haute activité), le programme de recherche sur le stockage des déchets de moyenne activité ainsi que les propositions de gestion des déchets du site de Dounreay*. Cette Commission a rendu son rapport en juillet 1998. Concernant le

* Terme défini dans le glossaire

stockage des déchets de haute et moyenne activité, le comité recommande de mener des recherches dans l'optique d'un site commun pour les deux types de déchets de haute et moyenne activité. Cette démarche est nouvelle. Elle recommande également d'intensifier les recherches sur les conteneurs en indiquant clairement que leurs performances de confinement constituent un point très important pour les déchets C et la démonstration de sûreté du stockage. Pour les critères importants du champ proche, les recherches devront porter sur les domaines de la géologie et de l'hydrogéologie afin de bien mettre en évidence les possibilités de migration dans la géosphère et les voies de transfert dans la biosphère.

Dans son rapport d'avril 1999, adressé au Ministre de l'Environnement, la Commission émet un avis sur la recherche d'un consensus scientifique pour l'interprétation et la signification des résultats obtenus dans le cadre des programmes sur le stockage des déchets radioactifs. Cet avis faisait également l'objet de la demande ministérielle du 29 janvier 1998. Parmi les dix sept conclusions et recommandations on peut noter :

- * qu'il faut analyser au mieux la notion de risque et effectuer une évaluation du risque acceptable,
- * que toute solution de stockage présente un certain risque et qu'en conséquence il faut analyser le risque relatif de chaque option envisagée,
- * qu'en raison des changements que l'on observe en permanence dans la société, l'avis des experts techniques est nécessaire pour définir une solution future pour le stockage ; il est aussi indispensable d'obtenir un consensus social sur cette solution à partir de la démarche scientifique,
- * que la clé pour avancer dans ce consensus social est, d'une part, la communication par les scientifiques de la nature des problèmes et des solutions envisagées et, d'autre part, la prise en compte du problème des déchets qui doit déboucher sur une solution « sociétale »,
- * qu'il est nécessaire de mettre en place dès maintenant ce processus de consensus social dont il faudra définir les principales règles de conduite et de participation,
- * que l'information devra être transmise dans une forme et un langage accessible au public,
- * que cette approche nécessite du temps et des ressources.

Dans cette perspective, une première table ronde a été organisée par l'UK CEED* (UK Centre pour le Développement Economique et Environmental) du 21 au 24 mai 1999.

Cette conférence de consensus était constituée de scientifiques et de citoyens pour discuter et répondre à neuf questions parmi lesquelles on peut relever :

- * quels avantages ou désavantages voyez-vous dans le stockage profond et quels avantages ou désavantages voyez-vous dans un stockage de surface ou de subsurface ?
- * quelle est l'actuelle et la future réglementation destinée à informer le public sur le problème des déchets radioactifs ?
- * quelle est votre opinion sur la continuation de l'énergie nucléaire et quels sont les coûts financiers et environnementaux ?

Cette première table ronde a fait l'objet d'un rapport de synthèse dont sont extraites les questions précédentes.

5.1.3 Dans les autres pays

En Allemagne, la situation actuelle n'est pas clarifiée tant que les réunions de concertation entre le Gouvernement et les industriels n'ont pas abouti. Les opérations industrielles sont quasiment toutes suspendues aux nouvelles décisions gouvernementales.

En Finlande et en Suède, les travaux soit de recherche de sites, soit en laboratoire souterrain se poursuivent.

En Belgique, un nouvel exercice de sûreté (Saphir 2*) pour évaluer les performances de stockage dans l'argile de MOL* devrait être disponible avant la fin de l'année 1999.

* Terme défini dans le glossaire

5.2 AU PLAN DES RECHERCHES

L'état d'avancement des recherches au niveau international résulte d'une part des informations fournies au cours des auditions par les acteurs de la loi et, d'autre part, de la participation aux principaux colloques consacrés aux thèmes des recherches de la loi de 1991. Concernant les recherches menées dans le cadre de la loi, les programmes prévus au titre du 5^{ème} PCRD* de l'Union Européenne constituent un des points essentiels.

5.2.1 Le 5^{ème} PCRD*

L'Union Européenne a programmé une conférence de présentation du bilan du 4^{ème} PCRD* du 14 au 18 novembre à Luxembourg.

L'état d'avancement de la préparation sur le 5^{ème} programme européen pour la fission nucléaire et la radioprotection a été présenté à la Commission le 9 mars 1999 par Monsieur Hans FORSSTRÖM, responsable de ce programme à la DG XII de l'Union Européenne. Ce programme se développe autour de cinq grandes perspectives : la flexibilité et la concentration des efforts de recherche, l'apport de solutions aux problèmes en cours, la réponse aux préoccupations économiques et d'ordre sociologique, l'amélioration de la compétitivité de l'énergie nucléaire et l'engagement des acteurs sur la fin du cycle du combustible. Le budget prévu pour l'ensemble du programme s'élève à 142 millions d'euros sur un total de 1 260 millions d'euros ; les autres contributions de l'Union européenne sont dévolues à la fusion thermonucléaire (788 millions d'euros), la recherche radiologique (39 millions d'euros), les centres de recherche communautaires (281 millions d'euros) et le support pour les infrastructures (10 millions d'euros).

Les objectifs proprement dits du programme s'articulent autour de deux thèmes principaux :

- améliorer la sûreté des installations nucléaires européennes,
- augmenter la compétitivité de l'industrie nucléaire européenne.

De ces deux objectifs de base découlent quatre cibles pour les thèmes de recherche :

- assurer la protection contre les radiations des travailleurs et du public,
- contribuer à une gestion effective et sûre des déchets ainsi que leur stockage,

* Terme défini dans le glossaire

- explorer davantage les concepts innovants prometteurs,
- contribuer à maintenir le potentiel d'expertise et de compétence.

Le programme générique qui s'inscrit dans les recherches menées dans le cadre de la loi de 1991 est intitulé : sûreté du cycle du combustible. Il comporte trois sous-programmes :

- les déchets, la gestion du combustible et le stockage
- la séparation et la transmutation
- le démantèlement des installations nucléaires.

Sous-programme : déchets, gestion du combustible et stockage

Ce programme vise à développer les méthodes de comparaison des différentes options de gestion des déchets, à démontrer la faisabilité technique du stockage géologique, à améliorer les bases scientifiques de l'évaluation de sûreté, à établir de meilleures méthodes pour obtenir la confiance et l'acceptation du public.

Les recherches menées seront réparties en six items :

- les stratégies de gestion
- le contrôle de qualité des colis de déchets
- les techniques de stockages
- l'évaluation des performances des systèmes de stockage
- le comportement à long terme des systèmes de stockage
- les options et la participation du public

Sous-programme : séparation – transmutation

Ce programme est destiné à établir les bases pour l'évaluation de la faisabilité à l'échelle industrielle de la séparation et de la transmutation pour réduire la quantité de radionucléides à vie longue à stocker. Les recherches sont réparties en trois items :

- les études de stratégie
- la séparation chimique
- la transmutation

Sous-programme : démantèlement des installations nucléaires

Ce programme est affecté à l'amélioration de la compétitivité de l'industrie européenne dans le démantèlement des installations et des connaissances générales des principaux problèmes. Les études sont orientées, d'une part, vers la constitution de groupes de travail chargés de l'acquisition des données et du retour d'expérience et, d'autre part, vers l'établissement des données pour les outillages, les coûts et les plannings.

Pour la plupart de ces programmes, les appels d'offres de l'Union Européenne ont été mis en place en mars - avril 1999 ; ils seront clôturés en juin - juillet 1999, dépouillés puis évalués à partir d'août 1999. Ces programmes de recherche devraient donc débutés dans le courant de l'année 1999.

5.2.2 Principales informations recueillis dans les colloques internationaux

Des membres de la Commission et le secrétaire scientifique ont participé à trois conférences internationales :

- * DISTEC'98 (DISposal TEchnologies and Concept 1998) à Hambourg du 9 au 11 septembre 1998))
- * ENC'98 et RECOD'98 (European Nuclear Congress'98 couplé avec World Nuclear Congress and Exhibition - The Fifth International Conference on REycling, COnditionning and Disposal) à Nice du 25 au 28 octobre 1998,
- * WM'99 (Waste Management'99 Conference) - à Tucson - Arizona - du 28 février au 4 mars 1999.

5.2.2.1 DISTEC'98

Cette conférence internationale est la première d'une série de manifestations européennes consacrées au stockage des déchets radioactifs et des combustibles usés. En effet, il existe en Europe une expérience industrielle de stockage des déchets de faible et moyenne activité et d'importantes recherches ont été conduites concernant les options de gestion des déchets de haute activité et à vie longue et les problèmes afférents. Dans différents pays on est dans l'attente de

décisions pour la sélection de sites géologiques ou des autorisations de construction de laboratoires souterrains ou d'installations de stockage. En dépit des différences entre les projets (milieux géologiques, types de déchets concernés...), il existe des points de débats communs de nature technique mais aussi politique et sociale. L'objectif de DISTEC est d'informer les participants sur tous ces aspects et de favoriser des collaborations multipartites.

Huit thèmes ont fait l'objet de communications et ont été débattus :

- la coopération internationale pour le stockage,
- la sélection de sites,
- les stockages géologiques profonds,
- les stockages de surface,
- le conditionnement des déchets et les critères d'agrément,
- la sûreté des stockages,
- les prescriptions techniques et réglementations,
- la participation du public.

Les idées générales les plus marquantes qui ont été avancées ont concerné l'internationalisation de la gestion des déchets et la réversibilité des stockages. Pour ce dernier point aucune information nouvelle n'a été recueillie par rapport à celles décrites dans le rapport de la Commission sur la réversibilité des stockages. En revanche, le premier aspect a été développé dans trois directions : celui de l'internationalisation des recherches, celui des analyses de sûreté sur la base de standards communs édités par exemple par l'AIEA* et celui d'une gestion multinationale avec un pays hôte assurant l'entreposage et le stockage. Cette dernière idée est probablement encore utopique, toutefois elle a fait l'objet d'une session entière au colloque de Tucson en février 1999 (Cf. § 5.2.2.3 de cette annexe)

Les informations générales nouvelles sont relatives à l'état de sites militaires américains et français où ont été réalisés des essais d'armes et les problèmes de gestion des déchets en Russie. Les résultats présentés méritent une attention particulière car les premiers constituent un retour d'expérience sur la migration des radionucléides et les seconds illustrent des concepts de stockage originaux comme le stockage dans le permafrost* ou par injection de solutions radioactives à grande profondeur.

* Terme défini dans le glossaire

Les réflexions progressent sur la notion de déchet ultime, la prise en compte des aspects de toxicité chimique dans les stockages de déchets radioactifs, la nécessité de disposer de standards communs bien définis pour communiquer, l'entreposage de surface d'attente, l'évidence que tout processus décisionnel à propos des stockages géologiques ne pourra se faire par étapes successives pour des raisons politiques et d'acceptation sociale.

Les aspects particuliers en rapport avec la mission de la Commission concernent les états d'avancement des études et des réalisations en vue d'un stockage géologique dans les divers pays européens et aux USA, (WIPP* et Yucca Mountain*) (thèmes 3), la caractérisation des colis et les critères d'acceptation des colis dans le stockage (thème 5), la hiérarchisation des radionucléides au regard des risques résiduels, la prise en compte des radionucléides volatils au regard de la sûreté pour l'exploitation des sites jusqu'à la fermeture, la modélisation géochimique et hydrogéologique, la revue des analogues naturels ou anthropogéniques (thème 6) et enfin le problème de la participation du public aux décisions (thème 8).

Tous ces points ont déjà été évoqués dans les différents rapports de la Commission car ils se rapportent à des situations connues ou à des faits ou domaines de recherches identifiés. A cet égard, les communications présentées à DISTEC apportent des compléments intéressants aux informations recueillies lors des auditions. On peut néanmoins faire les commentaires suivants :

- les enseignements à tirer de la mise en service du WIPP* se rapportent autant aux aspects scientifiques et techniques, qu'à ceux d'ordre administratif et de communication. Pour l'état d'avancement des recherches et de réalisation pour le stockage des déchets dans les différents pays, la situation est la suivante :
 - l'Allemagne (au moment de la tenue du congrès) et les USA semblent en avance car les sites de stockage sont choisis ;
 - la Finlande et la France sont engagés dans le processus de choix de sites ;
 - l'Espagne, le Canada et la Belgique sont dans une période d'attente et on observe une certaine stagnation en Suède, Suisse et Angleterre ; le Japon continue sa réflexion,

* Terme défini dans le glossaire

- partant du principe que "ce que l'on peut seulement vérifier est la qualité de ce que l'on fait" la caractérisation des propriétés et du contenu radiochimique des colis pour le stockage constitue un point important, sinon sensible, sur lequel les producteurs et les agences en charge du stockage communiquent beaucoup, quel que soit le concept de stockage envisagé,
- la modélisation géochimique ou hydrogéologique est complexe et le couplage des modèles pour les différents milieux revêt une complexité encore plus grande. Plusieurs communications identifient exhaustivement les phénomènes à considérer dans les différents compartiments (champ proche, champ lointain, géosphère, biosphère...).

Cette conférence, axée sur tous les aspects du stockage géologique comportait une assez forte composante sur les problèmes de société. En replaçant les enseignements de DISTEC dans le cadre du travail de la Commission, on peut conclure que l'essentiel des communications scientifiques et techniques se rapportait à l'axe 2 de la loi. La Commission a présenté une communication sur son organisation et sur sa mission et le Président TISSOT a participé à une table ronde sur la réversibilité.

5.2.2.2 ENC'98 et RECOD'98

Ces deux congrès ont eu une session commune d'ouverture consacrée à des questions d'actualité sur le nucléaire mais tournant autour de la question du "nucléaire en transition" au regard du marché de l'électricité, des gaz à effet de serre et de l'acceptation par le public de solutions pour la gestion des déchets radioactifs. Les conférences étaient fortement marquées par les influences pour le nouvel environnement, résultant de la libéralité du marché de l'électricité et par les exigences croissantes de sûreté.

ENC est une manifestation quadriennale essentiellement consacrée à l'industrie nucléaire, à l'état de l'art des technologies et des performances d'une part, et la promotion volontairement optimiste de l'énergie nucléaire comme une source sûre et économique d'électricité d'autre part, ce qui ne va pas sans questionnement de toutes sortes, comme cela est apparu dans la séance d'introduction. Ainsi tous les aspects techniques actuels et futurs des cycles électronucléaires axés sur les réacteurs et sur les combustibles et notamment les aspects socio-économiques ont été couverts dans ENC'98.

Le congrès RECOD, qui a lieu tous les quatre ans, a été entièrement consacré à des thèmes pour lesquels la Commission est chargée de suivre l'évolution au plan français et international. En dehors des aspects incontournables de stratégie d'environnement et de sûreté, RECOD'98 a traité de la technologie et des avancées scientifiques pour le retraitement des combustibles et le traitement des déchets. Ces points correspondent aux recherches des axes 1 et 3.

Les thèmes d'intérêt ont été :

- * les expériences industrielles du retraitement et des projets,
- * l'expérience industrielle du recyclage du plutonium sous forme de combustibles MOX* (y compris le plutonium militaire) et le retraitement selon le procédé PUREX*,
- * le retraitement poussé,
- * le traitement et le conditionnement des déchets ainsi que les performances de confinement des colis de déchets.

Le combustible MOX* a fait l'objet de nombreuses communications sur la base d'expérimentations dont certaines sont déjà des retours d'expériences industrielles. Elles ont porté tant au niveau de sa fabrication à partir de diverses sources de plutonium que de son comportement en réacteur et lors de son retraitement. Ce dernier nécessite en premier lieu une mise en solution dans l'acide nitrique ; les solutions rejoignent ensuite les procédés d'extraction par solvant ; c'est ce point qui est particulièrement étudié. Beaucoup de communications concernaient plus les aspects technologiques que scientifiques.

Pour ce qui concerne le retraitement par voie aqueuse des combustibles à base d'oxyde d'uranium, les communications présentées peuvent être essentiellement regroupées en deux domaines. D'une part, celles portant sur la mise en œuvre du procédé PUREX* avancé pour la séparation poussée de l'uranium, du plutonium, du neptunium et du technétium et, d'autre part, à l'étranger, celles portant sur la combinaison du procédé PUREX* avec le procédé TRUEX* pour séparer le neptunium, l'américium et le curium. Dans ce dernier domaine la France, comme on le sait, a un programme spécifique, qui a été largement exposé. D'une façon générale, le problème fondamental lié à ces recherches est le contrôle des degrés d'oxydation des éléments dans les systèmes biphasés

* Terme défini dans le glossaire

d'extraction (liquide-liquide ou liquide-solide). C'est sur ce thème que des résultats ont été les plus intéressants. Quelques présentations ont concerné les procédés de retraitement basés sur la pyrochimie. Il convient de signaler des études de comportement de l'iode à la dissolution des combustibles et l'utilisation de procédés électrochimiques industriels pour dissoudre les combustibles et détruire l'acide nitrique ou générer des réactifs. Enfin, des études ont exposé les résultats sur le retraitement de combustibles à base de carbures.

Pour ce qui est du traitement des déchets de type B, quelques procédés de conditionnement à température moyenne ou élevée ont été décrits comme le procédé DRYPAC* pour traiter les boues de coprécipitation et les résines (Sellafield), l'incinération et la fusion par torche à plasma ou en creuset froid. La caractérisation des colis réels donne toujours lieu à des recherches et à des réalisations de plus en plus performantes.

Au total RECOD'98 a surtout permis de faire le point sur l'état de l'art dans le retraitement. Mais il a aussi été question d'entreposage (de longue durée) sur site ou centralisé comme celui des Pays-Bas réalisé par l'agence COVRA*.

5.2.2.3 WM'99 Conférence

Cette conférence qui se tient annuellement et qui rassemble à peu près un millier de participants est consacrée à l'ensemble des aspects de l'aval du cycle du combustible. Parmi les aspects qui ont fait l'objet des communications les plus intéressantes on peut citer :

- la réduction de volume des déchets,
- le conditionnement des déchets de catégorie B,
- les sites d'entreposages et de stockage,
- les exercices de sûreté.

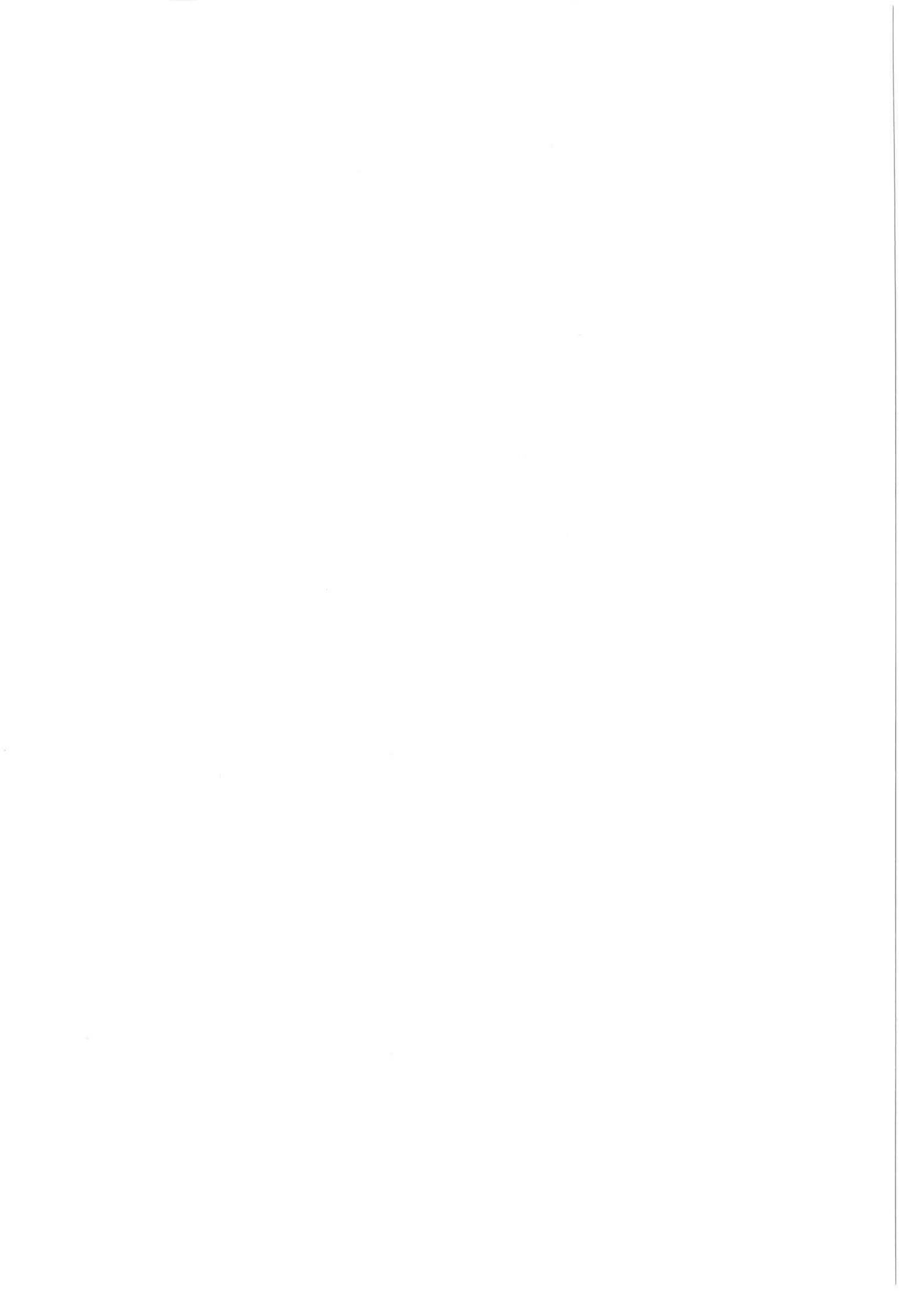
* Terme défini dans le glossaire

Il est à signaler que deux séances entières ont été consacrées à la présentation des documents d'évaluation de la faisabilité du site de Yucca Mountain* ; deux points semblent particulièrement constituer les incertitudes relatives aux performances de ce site : il s'agit des conteneurs, d'une part, et des incertitudes sur l'hydrologie, d'autre part. Par contre, ces documents présentent un ensemble de simulations assez remarquables. Cette conférence a consacré une session complète à l'aspect du stockage international sur la base de trois questions fondamentales :

- Pourquoi un concept international de stockage ?
- Un tel stockage peut-il être mis en service ?
- Quelles sont les perspectives d'un tel stockage ?

Un exposé très documenté a présenté les critères à rechercher pour disposer d'un bon site de stockage (aspects institutionnels, éthiques, critères géologiques...). Cette démarche a conduit ensuite son auteur à localiser à travers le monde les sites potentiels pour *in fine* retenir l'Australie.

« Pangea Project », qui désigne le projet de ce stockage, est supporté par un certain nombre d'agences et d'industriels. Cependant, les contacts avec le pays hôte, l'Australie, n'ont pas été établis formellement. A titre d'illustration, un tel projet nécessiterait une flotte de soixante dix bateaux à double coque pour effectuer le transport ainsi que la création d'un port ; l'emprise du site serait de plusieurs dizaines de km². Cette proposition pose aussi le problème de l'importation et de l'exportation des déchets.



ANNEXE 6

— * — * — * — * — * — * —

LE RISQUE DE CRITICITE DANS LES ENTREPOSAGES DE LONGUE DUREE ET LES STOCKAGES GEOLOGIQUES

La Commission lors de son audition du 24 mars 1999, a entendu un certain nombre d'experts sur les problèmes posés par les risques de criticité dans les stockages profonds. A part C.D. BOWMAN physicien nucléaire de renom qui a longtemps travaillé à Los Alamos, ces experts n'étaient pas directement impliqués dans de telles études mais s'exprimaient au nom de leurs organismes en charge, à l'étranger, de la gestion des déchets nucléaires. Les experts consultés étaient H. MAXEINER et D.F. Mc GINNES de la NAGRA (Suisse), C. THEGERSTRÖM de SKB* (Suède), J.P MINON de l'ONDRAF (Belgique). P. COUSINOU représentait l'IPSN*. Les membres de la Commission ont pu prendre connaissance d'une communication sur l'analyse de sûreté pour la criticité d'un stockage profond élaboré par la GRS* pour le site de Gorleben (B. GMAL, E.F. MOSER, W. WEBER). Il s'agissait durant cette audition de prendre connaissance de la nature de ce risque et de l'état des réflexions et études éventuelles menées à ce sujet en France et à l'étranger.

1. PRESENTATION DU PROBLEME

Le risque de criticité dans un entreposage de longue durée ou un stockage de déchets ultimes ou non se pose dès lors que peuvent s'établir à la longue, en un endroit donné, des conditions favorables au développement d'une chaîne divergente de réactions de fission liées à la présence de matières fissiles. Ce phénomène est bien connu et maîtrisé dans les installations du cycle où circulent effectivement des matières fissiles. Il est en revanche beaucoup moins étudié dans les entreposages ou les stockages de déchets nucléaires qui peuvent également renfermer des matières fissiles dans des situations de longue durée. C'est le cas des combustibles usés de type UOX* ou MOX* qui contiennent 0.8 % d'uranium-235 ainsi que la totalité du plutonium produit dans les réacteurs électrogènes (la concentration massique de plutonium est de l'ordre de 1% dans les UOX* et peut atteindre 7 à 8% dans les MOX*), ou des combustibles usés ayant servi dans des réacteurs

* Terme défini dans le glossaire

de recherche ou pour la propulsion navale qui contiennent de l'uranium enrichi, voire hautement enrichi. Le risque de criticité ne se pose a priori que pour ce type de colis, puisque les concentrations massiques en plutonium restent très faibles (de l'ordre de quelques 10^{-5}) dans les autres types de déchets, comme les verres de retraitement ou les déchets B actuellement produits dans l'usine de La Hague⁽¹⁾. Le risque de criticité pourrait se poser en France dans les entreposages de longue durée de combustibles usés et dans leur stockage éventuel en couches géologiques profondes.

Le risque de criticité apparaît lorsque le nombre de neutrons présents dans ce milieu (neutrons de fission spontanée ou résultant de réactions nucléaires induites par des rayonnements alpha émis lors de la désintégration de noyaux lourds radioactifs) est multiplié avec un coefficient de multiplication k_{eff} supérieur à 1. Cette situation dépend de nombreux paramètres comme la masse, la concentration et la distribution isotopique des noyaux fissiles, le spectre en énergie des neutrons, la composition chimique du milieu dans lequel est imbriquée cette matière fissile (qui influe sur la capture et le spectre en énergie des neutrons), l'importance des fuites de neutrons hors de ce milieu. Le développement d'une réaction en chaîne s'accompagne d'une libération d'énergie avec un certain niveau de puissance, qui peut modifier les propriétés mécaniques du milieu (par exemple détérioration des colis, modification de l'hydrogéologie locale) et mettre en cause les performances attendues de l'entreposage ou du stockage concerné.

Les analyses de criticité dans les stockages suivent la méthodologie générale des analyses de situations accidentelles. Elles suivent une démarche déterministe qui consiste à calculer k_{eff} dans tel ou tel scénario normal ou accidentel susceptible d'affecter le niveau de criticité. Le critère conservatif de non-criticité adopté partout est que la valeur de (k_{eff} + incertitude) reste toujours inférieure à 0,95, quelles que soient les conséquences et la probabilité d'occurrence du scénario. De ces analyses peuvent ensuite découler des options techniques que les concepteurs des colis et de l'ensemble du stockage peuvent être amenés à prendre en vue d'étayer solidement leurs dossiers de sûreté vis à vis du risque de criticité. C'est l'approche qui a été présentée à la Commission par l'ensemble des opérateurs lors de leur audition.

⁽¹⁾ La concentration massique en plutonium de quelques 10^{-5} correspond aux performances actuelles de l'usine de retraitement de l'usine de la Hague : pertes de Pu dans les verres et les déchets B de l'ordre de 0,1% ; volume et densité des verres : 115 litres par tonne d'uranium retraitée et 2,6 g/cm³ ; volume global des déchets B : 300 litres par tonne d'uranium retraitée et environ 5 g/cm³.

2. UN EXEMPLE DE SCENARIO DE CRITICITE : LA DISPERSION SECHE DU PLUTONIUM EN PRESENCE DE SILICE

Un exemple de scénario de criticité dans un stockage a été présenté par C. D. BOWMAN, à partir d'une modélisation générique et très simple de phénomènes qui pourraient conduire à une situation de criticité. Il suppose un mélange homogène de silice (qui est le composé chimique principal du site de stockage de Yucca Mountain* aux Etats-Unis) et de 50 kg de plutonium 239 contenu dans une sphère de rayon 50 cm ; un tel mélange est sous-critique ($k_{\text{eff}} = 0,81$). En supposant que le plutonium migre isotopiquement dans ce milieu, la criticité est atteinte ($k_{\text{eff}} = 1$) lorsque les 50 kg de plutonium occupe une sphère de 100 cm de rayon et augmente au-delà. De ce modèle très simplifié, C.D. BOWMAN indique que la criticité d'une source de plutonium stockée dans un milieu argileux (essentiellement du silicium) pourrait en théorie être atteinte par un phénomène de dispersion même en absence d'eau, alors qu'en général c'est l'intrusion d'eau qui est tenue pour responsable d'une éventuelle surcriticité, en raison de ses propriétés de modérateur qui ont un effet positif sur la réactivité. En pratique, de telles conditions sont difficiles à imaginer, étant donné que les durées de dispersion naturelle sont beaucoup plus importantes que la période de décroissance du plutonium. Cette modélisation simplifiée s'applique en fait à un stockage dans des verres (formé également de silicium) de plutonium provenant du démantèlement des armes (riche en plutonium-239) et dont la dispersion serait provoquée par une intrusion humaine.

Un tel scénario ne concerne pas un stockage de combustibles usés UOX* qui contient environ 1,5 % en masse de noyaux fissiles (uranium-235, plutonium-239 et plutonium-241) et qui fait seul l'objet des investigations menées par les organismes entendus (instituts de sûreté et opérateurs des stockages).

3. LES ETUDES ET REFLEXIONS MENEES PAR LES ORGANISMES A L'ETRANGER

Le niveau de détail atteint par les études de criticité dans les stockages est assez variable d'un opérateur à l'autre. La nécessité d'une prise en compte du risque de criticité est affirmée par tous et les scénarios étudiés font tous appel à la possibilité d'intrusion d'eau dans des conteneurs contenant des assemblages de combustibles usés ou à la possibilité de processus de mobilisation/précipitation de matières fissiles dans un stockage. Les parades visant à maintenir un niveau de sous-criticité acceptable ($k_{\text{eff}} < 0,95$) sont mises en œuvre ou envisagées ; elles portent sur la géométrie des conteneurs et le nombre d'assemblages par conteneur, l'introduction d'absorbants de neutrons, le blocage des

* Terme défini dans le glossaire

espaces vides par un matériau évitant l'intrusion d'eau ainsi que celui des assemblages pour diminuer les risques de mobilisation/précipitation de matières fissiles.

A titre d'exemple, GRS*, institut équivalent de l'IPSN* en Allemagne, a procédé à une analyse déterministe du risque de criticité d'un stockage dans une formation saline de combustibles usés UOX* et MOX* placés dans des conteneurs de type POLLUX* (10 assemblages) ou ELB-3* (3 assemblages). Le scénario considéré est celui de l'intrusion d'une saumure dans un tel conteneur qui viendrait à se détériorer. Le niveau de criticité est mesuré par le coefficient de multiplication k_{eff} , calculé en fonction des paramètres suivants :

- composition isotopique des combustibles usés (un faible taux de combustion est pénalisant) ;
- le rapport de modération (volume d'eau/volume des assemblages) qui détermine les sections efficaces de fission et de capture des neutrons par l'hydrogène ;
- la concentration de sel qui augmente la capture des neutrons (présence de chlore) ;
- l'épaisseur de l'enveloppe du conteneur, qui détermine le taux de fuite des neutrons.

L'étude paramétrique associée à ce scénario très conservatif, montre qu'à toute époque du futur, le coefficient k_{eff} reste inférieur à 1 (pas de risque de criticité) pour les deux types de conteneurs, pourvu que soient bien dimensionnés le nombre d'assemblages par conteneurs et l'épaisseur de l'enveloppe.

La même démarche est adoptée par SKB* en Suède et la NAGRA* en Suisse, appliquée aux conteneurs choisis et au granite. En Belgique, l'ONDRAF* prévoit également une évaluation des risques de criticité, en introduisant cependant une approche probabiliste.

Enfin, une équipe de Framatome a développé dans le cadre du projet de Yucca Mountain* aux Etats-Unis une méthodologie générale pour évaluer le risque de criticité à toute époque après la fermeture. Elle prend en compte d'une manière détaillée l'ensemble des paramètres du stockage en situation dégradée (nature, inventaire et forme physico-chimique des colis de déchets, barrières ouvragées, roche hôte). Cette approche sera utilisée dans le cadre de la démonstration de sûreté.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission n'a pas recueilli d'informations sur les risques de criticités liés à l'entreposage de longue durée car les pays représentés par les experts auditionnés n'ont pas retenu cette option pour la gestion de leurs déchets.

4. LA SITUATION EN FRANCE

La Commission a également auditionné un expert de l'IPSN* qui effectue dans le Département de Prévention et d'Etude des Accidents des recherches sur la criticité dans les laboratoires et les usines du cycle du combustible ainsi que dans les transports de matière fissile. Par ailleurs cet institut, à l'occasion du processus d'autorisation de projets soumis aux autorités de sûreté, évalue également dans son Département d'Evaluation de Sûreté les risques liés à la criticité. Aucune étude significative n'est pour l'instant menée à l'IPSN sur les risques de criticité liés au stockage en profondeur ou à l'entreposage de longue durée. La Commission n'a pas eu connaissance d'une prise en compte de ce type de risque dans les études que mène l'ANDRA et constate que la Règle Fondamentale de Sûreté relative (RFS.III.2.f) au stockage en profondeur n'y fait aucune référence.

* Terme défini dans le glossaire



ANNEXE 7



LA GESTION SANITAIRE DES DECHETS DE HAUTE ACTIVITE ET A VIE LONGUE

1. INTRODUCTION

Les jugements portés sur les scénarios des évènements relatifs aux trois axes de la loi mettent en œuvre des critères fondés sur des normes de santé régies par des textes administratifs nationaux et internationaux. Toutefois cette utilisation n'est pas toujours adaptée, car les scénarios relatifs aux trois axes de la loi ne sont pas tous pris en compte dans ces textes administratifs généraux ; en effet, ceux-ci ne sont pas encore tous parvenus au stade de maturité. De plus, les connaissances scientifiques sur les problèmes inhérents aux effets des rayonnements ionisants sur la santé, notamment au niveau cellulaire et épidémiologique, sont en cours d'évolution substantielle. Il a donc paru utile à la Commission de contribuer aux réflexions sur ces divers problèmes afin d'éclairer la situation actuelle dans ces domaines.

La gestion à long terme des déchets de haute activité et à vie longue et notamment leur stockage géologique sont confrontés à des problèmes sanitaires différents de ceux que pose aujourd'hui l'ensemble des installations de l'industrie nucléaire. Il n'est pas possible de les résoudre en appliquant directement la réglementation actuelle.

En effet, celle-ci est basée sur la notion de dose efficace* (voir les principales définitions à la fin de cette annexe) qui ne couvre que l'induction des cancers et le risque génétique à condition qu'un petit nombre de générations soient irradiées. Elle est parfaitement adaptée à la situation actuelle dans laquelle la plupart des installations, en dehors du stockage de surface, sont autorisées à fonctionner sur des périodes n'excédant pas 50 ans.

En revanche, les déchets de haute activité et à vie longue soulèvent au moins deux problèmes très importants non pris en compte qui sont, d'une part, les expositions portant sur un très grand nombre de générations et, d'autre part, la présence dans ces déchets de

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

grandes quantités d'isotopes stables coexistant avec les radionucléides ainsi que divers composés organiques et minéraux.

Le nombre élevé de générations pouvant être impliquées dans le long terme met particulièrement en lumière la difficulté d'appréhender la transmission de tares héréditaires qui a été très étudiée dans les années 1950. La publication n° 1 de la CIPR* en 1958 [1], et la première publication de l'O.M.S en 1959 [2] consacrées aux rayonnements ionisants en ont fait une analyse qui est encore pertinente aujourd'hui.

Les isotopes stables, tout comme d'autres composés présents dans les déchets, peuvent être responsables d'intoxications d'origine chimique et cela occasionne des complications nouvelles sur le plan sanitaire. En effet, il faut, d'une part, gérer la présence simultanée de toxiques chimiques ayant des actions biologiques diverses et de radiotoxiques qui ont, eux aussi, une action pathologique non cancéreuse sur les organes qu'ils irradient et, d'autre part, pondérer leurs effets individuels ou synergiques.

Avant de rechercher une solution à ces difficultés, il faut faire une analyse critique des diverses recommandations émises par la CIPR* depuis sa création en 1928 et examiner les contributions qu'elles peuvent apporter pour surmonter les obstacles rencontrés.

Cette analyse critique se situe en outre dans l'esprit des conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998 qui demande que « *le principe de précaution soit respecté à tous les niveaux de prise de décision pour la poursuite et les orientations en matière d'énergie nucléaire* », et donc bien évidemment pour la gestion des déchets de haute activité et à vie longue.

En corollaire, l'application de ce principe implique qu'une analyse critique rigoureuse soit réalisée avant toute décision afin que celle-ci soit la plus pertinente possible.

2. LES RISQUES RADIOLOGIQUES ET LES RECOMMANDATIONS DE LA CIPR*

2.1 LA SITUATION AVANT 1950

La Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR*) a été fondée par le deuxième congrès international de radiologie à Stockholm en 1928.

* Terme défini dans le glossaire

Jusqu'à la seconde guerre mondiale, cette Commission a eu pour objectif principal de proposer des règles permettant de minimiser les dommages causés par l'utilisation médicale des rayonnements ionisants.

A cette époque, on connaissait les quatre principaux effets sanitaires induits par ces rayonnements :

- le premier était l'apparition de lésions précoces dues à de fortes doses délivrées à forts débits,
- le deuxième était l'induction de cancers,
- le troisième était l'apparition d'effets tardifs non cancéreux tels que la cataracte ou l'accélération des processus de vieillissement,
- le quatrième, découvert en 1928, était l'induction de lésions héréditairement transmissibles ou effet génétique.

Avant 1939, la priorité sanitaire, dans tous les pays, était la lutte contre les effets aigus. Pour les populations, il fallait lutter contre les maladies infectieuses endémiques ou épidémiques qui sévissaient.

Pour les travailleurs, on luttait contre les intoxications aiguës, c'est-à-dire les accidents du travail. En France, ce n'est qu'après 1945 qu'a commencé à être prise en compte la notion de maladies professionnelles induisant des effets tardifs.

C'est donc tout naturellement que les premières publications de la CIPR* étaient dévolues à la lutte contre les effets « aigus » qui étaient, en outre, les seuls pour lesquels on disposait de données quantitatives utilisables en protection radiologique. Les limites d'exposition aux nuisances étaient exprimées en dose par unité de temps : jour ou semaine.

Pendant la guerre, la limite de dose, utilisée lors des premières périodes du développement de l'énergie nucléaire militaire, était de 0.3 rem (3 mSv) par semaine soit 15 rems (150 mSv) par an. Cette limite s'est révélée parfaitement efficace pour lutter contre les effets aigus chez les travailleurs.

* Terme défini dans le glossaire

2.2 LA PUBLICATION N° 1 DE 1958 [1]

2.2.1 La situation après les années 1950

Pour comprendre l'esprit de cette publication, il faut se replacer dans le contexte politique, philosophique et médical qui régnait à l'époque.

Durant cette période de guerre froide, les retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires se multipliaient. Pour essayer de mieux appréhender la situation et comprendre les divergences de point de vue, l'ONU avait en 1955, créé un Comité Scientifique spécialisé, l'UNSCEAR*, réunissant les scientifiques des deux camps (Est et Ouest).

Un autre aspect du conflit était celui du débat idéologique qui comportait un volet philosophique portant sur le sens de l'existence de l'humanité. Pour les tenants du camp de l'Ouest, l'homme avait été créé avec un patrimoine que l'humanité devait conserver en évitant d'y induire des tares. Pour les partisans du camp de l'Est, la philosophie était différente : l'humanité était maîtresse de son patrimoine génétique et devait l'améliorer grâce à la transmission de caractères acquis selon la théorie de "*l'homo soviéticus*" de Lyssenko et Mitchourine. Comme les rayonnements ionisants étaient susceptibles de dégrader le patrimoine génétique de l'humanité, la CIPR* a donné la priorité au risque génétique dans la perspective des conséquences liées aux retombées des tirs aériens et aux déchets radioactifs.

A cette même époque, l'espérance de vie était plus faible qu'aujourd'hui et le cancer n'était pas considéré comme une priorité sanitaire. Il n'existait en outre aucune donnée humaine sur l'accélération des processus de vieillissement.

2.2.2 Les effets génétiques

Malgré la présence en son sein d'excellents généticiens dont le docteur H. MULLER, Prix Nobel de médecine en 1946, la Commission consulta les meilleurs généticiens de l'époque présents au X^e Congrès International de Génétique à Montréal en 1958. Ils fournirent à la CIPR* le nombre limite maximum de mutations par génération au-delà duquel surviendrait un dommage inacceptable pour l'humanité.

* Terme défini dans le glossaire

En combinant cette valeur avec des données expérimentales obtenues sur la drosophile par MULLER [15] et sur la souris par RUSSEL [16], la CIPR a alors estimé que la dose maximale admissible aux gonades devait être comprise, selon les radiogénéticiens, entre 6 et 10 rems (60 à 100 mSv). Cette dose par génération devait être délivrée de la conception à l'âge de 30 ans, âge limite pour la fertilité.

Par mesure de sécurité, la CIPR* a décidé de fixer la limite pour la dose génétiquement significative à 5 rems (50 mSv) par génération.

Consciente que la pratique de l'énergie nucléaire entraînerait une importante disparité de doses entre les individus, la CIPR* a réparti cette limite par génération entre trois groupes d'individus :

- le premier groupe, celui des travailleurs, contribuerait pour 1 rem (10 mSv),
- le second groupe, celui des populations vivant autour des installations nucléaires, contribuerait pour 0,5 rem (5mSv),
- la population dans son ensemble contribuerait pour 2 rems (20 mSv).

La CIPR* estimait qu'il fallait conserver une réserve équivalente à une dose de 1.5 rem (15 mSv).

La CIPR* a transformé ensuite ces limites par génération en limites annuelles de dose pour un individu selon la répartition suivante :

- pour les travailleurs du nucléaire, à condition qu'ils ne représentent pas plus de 0,7 % de la population, la limite était de 5 rems (50 mSv),
- pour les populations vivant autour des installations nucléaires (moins de 3 % de la population), la limite était de 0,5 rem (5 mSv),
- pour la population dans son ensemble, il y avait deux limites : l'une pour l'irradiation interne, comme celle pouvant être entraînée par les radionucléides en provenance d'un stockage de déchets, était de 0.05 rem (0,5 mSv) ; l'autre pour l'exposition externe était de 0,015 rem (0,15 mSv).

* Terme défini dans le glossaire

La limite de dose annuelle de 50 mSv qui est celle de la réglementation française actuelle vient de l'estimation du risque génétique retenu dans la publication n° 1 de la CIPR [1].

2.2.3 Le problème des autres expositions

Celles-ci avaient deux origines : l'utilisation médicale des rayonnements et l'irradiation naturelle.

La CIPR* décida que les expositions d'origine médicale ne devaient pas être soumises à la réglementation. Pour l'irradiation naturelle, le problème était plus complexe.

L'une des solutions consistait à intégrer l'exposition naturelle dans la limite de dose mais les importantes variations locales auraient alors pu interdire l'implantation d'installations nucléaires susceptibles d'augmenter le niveau des rayonnements.

L'autre solution conduisait à ne pas se préoccuper des niveaux de l'irradiation naturelle et à considérer que l'exposition surajoutée par la radioactivité artificielle, restant dans les fluctuations de l'irradiation naturelle, entraînerait un risque du même ordre de grandeur et était donc acceptable.

La CIPR* laissa le choix de la décision aux autorités gouvernementales. Aujourd'hui, on constate que celles-ci ont préféré la seconde solution, c'est-à-dire ne pas prendre en compte l'irradiation naturelle.

2.2.4 Les autres effets

Dans sa publication n° 2 en 1959 [3] consacrée aux expositions d'origine interne, la CIPR* privilégie la notion d'organe critique. Il se définit comme celui qui reçoit la dose la plus forte. Si la dose reçue par cet organe est inférieure à la limite de dose, on n'a pas à tenir compte de l'exposition des autres organes.

Pour la moelle osseuse et le cristallin, la CIPR* recommande une limite annuelle de 5 rems (50 mSv) avec un maximum de 3 rems (30 mSv) en un trimestre.

* Terme défini dans le glossaire

Pour la peau et la thyroïde, la limite annuelle est de 30 rems (300 mSv) avec un maximum de 8 rems (80 mSv) par trimestre. Pour tous les autres organes, la limite est de 0.3 rem (3 mSv) par semaine soit 15 rems (150 mSv) par an.

A l'exception de la limite pour la moelle osseuse, dont l'objectif est de prévenir les risques de leucémies, toutes les autres limites protègent contre les effets non cancéreux.

2.2.5 Le cas particulier des ostéosarcomes*

En 1941, le National Bureau of Standards [18] des Etats-Unis fixe, comme valeur seuil dans le squelette, la limite à 0,1 μ Ci (3,7 kBq) de radium-226. Le niveau d'activité correspond à un débit de dose hebdomadaire de 0,06 rad (0,6 mGy), soit une dose de 0,6 rem (6 mSv).

La publication n° 2 de la CIPR* [3] reprend cette valeur et l'utilise pour calculer les concentrations maximales admissibles pour les autres radionucléides ostéotropes* émetteurs α , dont le plutonium et les actinides mineurs.

2.2.6 La protection des populations

A l'exception des gonades*, pour lesquelles la CIPR* recommande une dose limite pour les populations égale au centième de celle pour les travailleurs, les doses recommandées pour les autres organes sont équivalentes à un trentième de celles des travailleurs.

2.3 LA PUBLICATION N° 26 DE 1977 [5]

2.3.1 La situation dans les années 1970

En 1977, la situation sanitaire a considérablement évoluée. On entre dans la société de consommation et le sort de l'individu passe avant celui des générations futures.

Les antibiotiques ont fait disparaître la peur des maladies infectieuses et contribuent à l'augmentation de l'espérance de vie des populations.

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

Un autre facteur, qui va dans le même sens, est la croissance de la quantité d'énergie mise à la disposition des individus qu'elle soit d'origine alimentaire (abondance et diversité de la nourriture) ou industrielle (confort).

L'augmentation de l'espérance de vie entraîne un accroissement du taux de décès par cancer qui devient la priorité sanitaire et la préoccupation majeure de l'époque exprimée, par exemple, dans le Plan Nixon.

L'énergie nucléaire contribue de deux façons à l'augmentation des cancers ; elle accroît la quantité d'énergie dont l'homme dispose en allongeant l'espérance de vie et elle induit directement des cancers par les rayonnements ionisants qu'elle produit.

La CIPR* dans sa publication n° 26 [5] ne s'occupera que de la seconde modalité d'induction des cancers. Le problème auquel est alors confronté la CIPR* est double : elle doit conserver la limite de dose de 50 mSv par an car il n'y a aucune justification permettant de la changer et elle doit aussi justifier cette valeur en tant que garantie de la protection des individus contre l'induction des cancers.

2.3.2 Les bases scientifiques de la CIPR n° 26* [5]

Dans la CIPR n° 26* [5], le risque cancérigène est dominant. Les effets génétiques et non cancérigènes, aigus ou tardifs, passent au second plan.

2.3.2.1 Le risque cancérigène

2.3.2.1.1 La situation du problème

La CIPR* ne prend en compte que les cancers directement induits par les rayonnements ionisants. Elle les identifie par leur chronologie d'apparition différente de celles des cancers naturels dont la fréquence croît avec la durée de vie. Les cancers radio-induits apparaissent après un temps de latence de dix ans, de façon aléatoire dans les différentes tranches d'âge.

En outre, ils sont induits par un mécanisme spécifique. Dans une unique cellule, un photon ou une particule induisent une mutation de l'ADN*. Celle-ci confère à la cellule un caractère cancéreux qui entraîne le développement

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

d'une tumeur mortelle. Cette théorie à trois conséquences : il ne peut pas y avoir de seuil, la relation dose-effet doit être linéaire aux faibles doses et la chronologie d'apparition est indépendante de l'âge. Le système est ainsi cohérent depuis l'atteinte de la molécule jusqu'à l'épidémiologie.

Si on veut limiter le risque d'apparition de cancers radioinduits qui s'exprime en fréquence probable* par unité de dose reçue (nombre de cancer/Sievert), l'absence de seuil impose le choix d'un niveau de risque acceptable. Ce choix n'est pas un acte médical, mais un acte social, donc politique.

Pour définir les limites de dose garantissant ce choix, la CIPR* a combiné une relation dose-effet avec un niveau de risque socialement acceptable.

2.3.2.1.2 La relation dose-effet

Celle-ci a été établie à partir de données épidémiologiques combinées avec un modèle de projection du risque sur la vie entière car le temps de suivi des cohortes* était court. A cette époque, seulement 20 % des survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki au Japon étaient décédés.

En cohérence avec sa théorie sur la radioinduction des cancers, la CIPR* a choisi le modèle du risque absolu ou additif, compatible à l'époque, avec l'imprécision statistique des données dont on disposait.

La CIPR* a retenu un risque total sur la vie de 10^{-2} cancer mortel par Sievert.

2.3.2.1.3 Le niveau de risque socialement acceptable

Pour définir ce niveau, la CIPR* a choisi une méthode de comparaison. Elle a visé à ce que l'industrie nucléaire soit aussi sûre que les industries considérées à l'époque comme les plus sûres. Il existe d'une part, les professions considérées comme étant à haut risque : marins pêcheurs, mineurs, ouvriers du bâtiment, etc... et d'autre part, des industries plus sûres, comme l'industrie de la chaussure, qui ont des taux de décès de l'ordre de 5.10^{-5} par an (50 cas par million de travailleurs par an).

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

Elle a donc hiérarchisé les différentes professions en prenant, comme index de risque, le taux de décès par accident du travail. Ce choix a été critiqué, mais il était le seul pour lequel on disposait des données quantitatives nécessaires.

La CIPR* a fait justement remarquer que si on voulait respecter une limite de dose individuelle, les services de protection prendraient des contre mesures de telle sorte que la dose moyenne des personnes exposées serait inférieure au dixième de la limite considérée.

Dans ces conditions, une limite de 50 mSv par an permettait de respecter le risque collectif de 5.10^{-5} décès annuels dus au cancer.

2.3.2.1.4 La notion de dose efficace

Alors que la CIPR* n° 1 [1] raisonnait en terme d'organe critique, la CIPR* n° 26 [5] a innové en prenant en compte la somme des risques dans tous les organes.

Elle a pris comme base la somme des risques lorsque l'organisme entier était exposé de façon homogène. Elle a calculé ensuite la part délivrée à chaque organe dans ce risque total. Pour maintenir le même niveau de risque, quelle que soit l'hétérogénéité spatiale de l'exposition, elle a admis, qu'un organe irradié seul pouvait recevoir une dose plus élevée, que la fraction résultante de la répartition précédente en cas d'exposition hétérogène de l'organisme. Par exemple, le risque au poumon représente 1/8^{ème} du risque total ; s'il est irradié seul, il peut recevoir une dose huit fois plus élevée que dans une exposition homogène tout en maintenant le même niveau de risque ; le niveau de risque s'exprimera en dose efficace* dont l'unité est le Sievert. Mais cette expression de la dose doit être abandonnée si on veut comparer entre elles les limites fixées par les CIPR* n° 1 [1] et n° 26 [5].

* Terme défini dans le glossaire

2.3.2.2 Les autres risques

2.3.2.2.1 Les effets non stochastiques* (non cancéreux)

Pour ces effets, la CIPR* a choisi une limite de dose de 500 mSv par an qui est donc supérieure à la limite de 150 mSv par an retenue par la CIPR* n° 1 [1].

Si la CIPR* n° 26 [5] avait conservé la valeur de la CIPR* n° 1 [1], la méthode de limitation du risque par l'utilisation de la dose efficace n'aurait pas pu être utilisée car, compte tenu des facteurs de pondération des organes, la dose à un organe aurait toujours dépassé 150 mSv par an.

2.3.2.2.2 Le risque génétique

La remarque précédente est aussi valable pour le calcul de la dose d'exposition des gonades*, c'est-à-dire la limite génétique. Si la CIPR n° 26 [5] avait conservé les limites de dose de la CIPR* n° 1 [1], le risque génétique serait resté prépondérant. Dans la publication n° 26 [5], ce risque a donc été limité aux deux premières générations. Dans ces conditions, la dose aux gonades ne représente plus alors qu'un quart du risque total.

2.3.2.2.3 Les limites de dose pour les populations

Pour celles-ci, la CIPR* n° 26 [5] recommande deux valeurs de dose maximale :

- une limite de 5 mSv par an pour une population exposée pendant une fraction de sa vie,
- et 1 mSv par an pour une population exposée pendant toute sa vie. Ceci pourrait être, par exemple, le cas des expositions éventuelles dues aux déchets de haute activité et à vie longue. Cette valeur correspond à un taux moyen de décès de 10^{-6} par an dans la population exposée, soit un individu pour un million d'habitants.

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

2.4 LA PUBLICATION N° 60 DE 1990 [6]

2.4.1 La situation dans les années 1990

En 1986, pendant que la CIPR* préparait ses nouvelles recommandations, est survenu l'accident de Tchernobyl. Celui-ci déclencha une controverse médiatique et politique basée sur l'idée qu'il fallait diminuer les limites de dose car le risque nucléaire avait été sous estimé. Bien qu'elle ait fait justement remarquer que ses limites de dose étaient basées sur des données scientifiques indépendantes de Tchernobyl, la CIPR* a dû se résoudre à revoir ses limites de dose pour conserver sa crédibilité. Par ailleurs, l'UNSCEAR* avait entériné la nouvelle dosimétrie d'Hiroshima et de Nagasaki qui en diminuant les doses d'un facteur de 2,5 par abandon de la composante des neutrons, a augmenté le risque d'un facteur de 2,5.

Dans sa publication n° 26 [5], la CIPR* avait comparé le risque radiologique aux risques conventionnels. Si ceux-ci diminuaient à cause de l'amélioration des conditions de travail, la CIPR* allait être amenée à réduire ses limites de dose sans qu'ait été modifiée la relation dose-effet.

Des études entreprises au début des années 1980 avaient montré que 20 mSv représentait une dose optimale techniquement acceptable.

2.4.2 Les estimations de risque de la CIPR n° 60 [6]

2.4.2.1 Le risque cancérigène

Le rapport de l'UNSCEAR* en 1988 [8] montrait qu'on observait une augmentation du risque cancérigène par unité de dose pour les populations d'Hiroshima et de Nagasaki au Japon.

Cette augmentation avait deux causes :

- la première était l'apparition de nouveaux cancers qui n'avaient pas été pris en compte dans la publication n° 26 [5]. Ceux-ci étaient principalement des cancers du tube digestif (colon, estomac, œsophage). La CIPR* les a pris en compte bien que le taux de ces cancers, qui est plus élevé au Japon qu'ailleurs, ait été attribué aux habitudes culinaires

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

japonaises. Ces nouveaux cancers ont imposé l'introduction de nouvelles valeurs de pondération pour le calcul de la dose efficace*,

- la seconde était liée à un changement du modèle de projection de risque sur la vie entière car c'était le modèle du risque relatif ou multiplicatif qui s'ajustait le mieux sur les données observées dans la population japonaise.

Ces deux causes auraient pu conduire la CIPR* à plus de rigueur encore en raison de la diminution du facteur dosimétrique évoquée au § 2.4.1.

Le risque final basé sur ces observations et cette nouvelle modélisation passait à une fréquence de 10^{-1} cancer par Sievert. La CIPR* a ensuite pris en compte un facteur de diminution du risque pour les faibles doses délivrées à faible débit (DDREF*). La valeur de ce facteur, choisi de façon assez arbitraire, était de 2.

Par ailleurs, l'apparition de nouveaux cancers a surtout conduit à changer le facteur de pondération (W_T^*) pour les différents tissus, à diminuer la part des effets génétiques et celle du cancer du sein.

Le risque cancérigène sur la vie retenu finalement par la CIPR* n° 60 [6] était donc de 5.10^{-2} cancer par Sievert.

2.4.2.2. Les autres risques

La CIPR* n° 60 [6] ne prend plus en compte les risques non cancéreux, estimant qu'ils sont couverts par les nouvelles limites. Elle plafonne par contre les effets mentaux dus à l'irradiation du cerveau (*in utero*) ; il concerne uniquement le retard mental. Le niveau retenu pour le risque génétique représente un cinquième du risque total et couvre toutes les générations.

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

2.4.2.3 Les conséquences sanitaires des nouvelles limites.

Le tableau 1 résume ces conséquences et les compare avec celles de la publication n° 26 [5]. Il montre clairement que si la CIPR* n° 60 [6] recommande des limites de dose plus faibles que la CIPR* n° 26 [5], elle accepte par contre une augmentation du risque au niveau des limites pour les individus exposés.

TABEAU 1 : COMPARAISON DES LIMITES DE DOSE RETENUES DANS LES CIPR N° 26 [5] ET N° 60 [6]

| | CIPR 26 | CIPR 60 |
|------------------------------|-------------------|-------------------|
| EXPRESSION EN DOSES | mSv/an | mSv/an |
| Travailleurs | 50 | 20 |
| Populations : | | |
| - Exposition partielle | 5 | |
| - Exposition chronique | 1 | 1 |
| EXPRESSION EN RISQUES | décès/an | décès/an |
| Travailleurs | $5 \cdot 10^{-4}$ | 10^{-3} |
| Populations : | | |
| - Exposition chronique | 10^{-5} | $5 \cdot 10^{-5}$ |

* Terme défini dans le glossaire

2.5 LES CONSEQUENCES DE CETTE ANALYSE CRITIQUE POUR LA GESTION DES DECHETS DE HAUTE ACTIVITE ET A VIE LONGUE

2.5.1 La comparaison des doses maximales aux organes dans les publications CIPR* n° 1 [1], n° 26 [5], n° 60 [6]

Pour comparer entre elles les valeurs des doses, il faut disposer d'un dénominateur commun. La CIPR n° 1 [1] est basée sur la théorie de l'organe critique et ne prend en compte que les doses délivrées aux organes ; elles sont exprimées en Sievert c'est-à-dire en doses équivalentes.

Les CIPR* n° 26 [5] et n° 60 [6] expriment leurs limites en doses efficaces* mais leurs facteurs de pondération sont différents. En outre, le facteur de qualité* pour la nature des rayonnements est pour les émetteurs alpha de 10 dans la CIPR* n° 1 [1] et de 20 dans les CIPR* n° 26 [5] et n° 60 [6].

Le seul dénominateur commun est donc la dose délivrée aux organes exprimée en Gray. Il sera toujours possible par la suite de combiner ces doses suivant l'objectif choisi.

Le tableau 2 regroupe les valeurs calculées pour les populations. Celles en italiques et en gras sont basées sur l'induction des cancers.

Toutes ces valeurs sont exprimées en doses reçues (en Gray) et ne font pas intervenir un facteur de dose qui seul permet de les exprimer en risques (en mSv).

Elles montrent clairement, que pour les risques génétiques et les autres risques, c'est la CIPR* n° 1 [1] qui recommande les valeurs les plus faibles.

Pour les effets cancérigènes, la CIPR* n° 60 [6] recommande des valeurs inférieures à celles de la CIPR* n° 26 [5].

* Terme défini dans le glossaire

**TABLEAU 2 : COMPARAISON DES DOSES ANNUELLES MAXIMALES AUX ORGANES
POUR LES POPULATIONS**
(en milliGray pour les émetteurs bêta, gamma)
Pour les émetteurs alpha, diviser par 20 (facteur de qualité)

| | CIPR 1 [1] | CIPR 26 [5] | CIPR 60 [6] |
|----------------------------|------------|-------------|-------------|
| Irradiation globale | 0,5 | 5 | 1 |
| Gonades | 0,5 | 20 | 5 |
| Moëlle | 0,5 | 40 | 8 |
| Colon | 5 | 50 | 8 |
| Poumon | 5 | 40 | 8 |
| Estomac | 5 | 50 | 8 |
| Vessie | 5 | 50 | 20 |
| Sein | 5 | 33 | 20 |
| Foie | 5 | 50 | 20 |
| Œsophage | 5 | 50 | 20 |
| Thyroïde | 10 | 50 | 20 |
| Peau | 10 | 50 | 50 |
| Os | 5 | 50 | 50 |
| Autres | 5 | 50 | 20 |

Les valeurs en gras sont basées sur l'induction des cancers

2.5.2 Les doses maximales aux organes exprimées en risque en prenant en compte les effets stochastiques*

Le tableau 3 regroupe les valeurs des doses annuelles maximales admissibles définies dans les trois publications de la CIPR*. Si l'on prend en compte les risques génétiques, on constate que c'est toujours la publication n° 1 [1] qui fournit les valeurs les plus faibles.

Les valeurs retenues pour le risque cancérigène ont été calculées en combinant le risque acceptable de la CIPR* n° 26 [5] qui retient un risque de 10^{-6} décès par an avec les données plus modernes sur les taux de cancers retenus dans la CIPR* n° 60 [6].

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

Les valeurs figurant dans ce tableau sont compatibles avec le respect du principe de précaution car elles couvrent les trois domaines de risque et respecte les taux de cancers identifiés par les données modernes.

TABLEAU 3 : COMPARAISON DES DOSES ANNUELLES MAXIMALES AUX ORGANES RESPECTANT LE PRINCIPE DE PRECAUTION POUR LES POPULATIONS (en milliGray pour les émetteurs : bêta, gamma)

| | RISQUE GENETIQUE
CIPR N° 1 [1] | RISQUE DE CANCERS
CIPR N° 26 [5]
ET N° 60 [6] | AUTRES
RISQUES
CIPR N° 1 [1] |
|-----------------|---|--|---|
| Gonades | 0,5 | | |
| Moëlle | | 1,6 | |
| Colon | | 1,6 | 5 |
| Poumon | | 1,6 | 5 |
| Estomac | | 1,6 | 5 |
| Vessie | | 4 | 5 |
| Sein | | 4 | 5 |
| Foie | | 4 | 5 |
| Œsophage | | 4 | 5 |
| Thyroïde | | 4 | 10 |
| Peau | | 10 | 10 |
| Os | | 10 | 5 |
| Autres | | 4 | 5 |

CIPR n° 26 [5] : Excès moyen annuel de cancers : 10^{-6}

CIPR n° 60 [6] : Données modernes sur les taux de cancers

2.5.3 Les conséquences sur la hiérarchisation des radionucléides

2.5.3.1 Vis-à-vis du risque génétique

Dans le tableau 4, sont rassemblées les données de la CIPR n° 2 [3] sur les radionucléides capables de délivrer une dose génétique significative. Dans les déchets, seuls les isotopes suivants : ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{79}Se , ^{87}Rb , ^{123}Te , ^{129}I et ^{135}Cs sont susceptibles d'être impliqués. Les isotopes stables ayant des effets génétiques sont à prendre en compte au titre de la toxicité chimique.

Les autres isotopes importants, notamment les émetteurs α ostéotropes* interviendront peu car la dose aux gonades est très faible par rapport à celle délivrée au squelette ainsi que le montre les valeurs rassemblées dans le tableau 5 où l'on compare le rapport des doses exprimées en gray et délivrées à l'os et aux gonades pour différents radionucléides.

TABLEAU 4 : RADIONUCLEIDES ET ELEMENTS A CONSIDERER POUR LES ORGANES CRITIQUES AFIN D'EVALUER LES RISQUES (CIPR n° 2 [3])

| | | | | | | |
|--|-------------------------|---|---------|--------------------------------------|-------------------------|----|
| Organisme entier (gonades et cerveau) | ^3H
F
Li | ^{14}C
^{36}Cl
Na | Br
K | ^{129}I
^{87}Rb | At
^{135}Cs | Fr |
| Ovaires | Zn | Si | | | | |
| Testicules | S | Si | Zn | ^{123}Te | ^{79}Se | |
| Cerveau | B | P | Cu | | | |

TABLEAU 5 : COMPARAISON DES RAPPORTS DE DOSE A L'OS ET AUX GONADES POUR LE CESIUM ET LES EMETTEURS ALPHA (Exprimés en Gy par Bq à l'os /Gy par Bq aux gonades)

| | |
|----------------------|-----|
| Césium 135 | 1,1 |
| Radium 226 | 74 |
| Plutonium 239 | 80 |
| Américium 241 | 80 |

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

2.5.3.2 Vis-à-vis des risques non cancéreux

Parmi les effets non cancéreux tardifs, la CIPR* a souvent mentionné l'accélération des processus de vieillissement. Aujourd'hui le vieillissement du cerveau (Alzheimer-Like) a remplacé le cancer comme première priorité sanitaire nationale. Le tableau 4 montre que seuls les isotopes suivants : ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{87}Rb et ^{135}Cs , présents dans les déchets de haute activité et à vie longue et qui se retrouvent dans le cerveau, sont à considérer pour évaluer ce risque.

2.6 LA BIOLOGIE DU PLUTONIUM ET DES ACTINIDES MINEURS

Pour comprendre l'importance de ces radionucléides dans la gestion sanitaire des déchets de haute activité et à vie longue, il faut également s'intéresser aux publications de la CIPR* consacrées aux limites de concentration pour les radionucléides : CIPR* n° 2 de 1959 [3], n° 23 de 1975 [4], n° 30 de 1980 [4], et n° 68 de 1994 [17],

La CIPR* a souvent changé ses modèles biocinétiques ainsi que les principaux paramètres qui les gouvernent, comme l'absorption digestive, la fixation dans le squelette et le territoire de rétention, les périodes biologiques, etc...

Pour juger de la validité des modèles qu'elle a utilisés, la méthode la plus simple consiste à comparer les ingestions annuelles et la charge osseuse à l'équilibre à 60 ans.

La CIPR* n° 23 [4] ne porte que sur les radionucléides naturels qui ont été très étudiés dans les années 1950 et 1960. Aussi ne donne-t-elle de valeurs que pour le radium-226 et l'uranium-238. Ces valeurs ont une grande importance car elles permettent de tester les modèles radiologiques utilisés dans les publications ultérieures de la CIPR*.

Dans le tableau 6 on a rassemblé les données comparatives pour les quatre CIPR* précitées. Elles montrent que la modélisation est excellente depuis 1975 pour le radium-226 et l'uranium-238 car dans les années 1950 pour la CIPR* n° 2 [3] toutes les données n'étaient pas disponibles. Ces radionucléides naturels dont les concentrations respectives dans la chaîne alimentaire et le corps humain sont accessibles par dosage, permettent d'affiner la modélisation de l'ensemble des ostéotropes* et en particulier des actinides.

Il est dès lors vraisemblable que les valeurs indiquées dans le tableau n° 6 ne devraient pas être trop éloignées de la réalité physiologique pour les transuraniens et les terres

* Terme défini dans le glossaire

rars. On ne peut que regretter l'absence actuelle de données humaines valables pour les terres rares qui sont naturellement présentes dans la géosphère ; ces bilans, lorsqu'ils seront disponibles, légitimeront encore davantage la modélisation radiologique pour les transuraniens.

TABLEAU 6 : COMPARAISON DES RAPPORTS ENTRE L'INGESTION ANNUELLE ET LA CHARGE OSSEUSE A 60 ANS DANS LES DIFFERENTES CIPR

| | CIPR n° 2 de 1959 [3] | CIPR n° 23 de 1975 [4] | CIPR n° 30 De 1980 [7] | CIPR n° 68 de 1994 [17] |
|----------------------|------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|--------------------------------|
| radium 226 | 1 | 30 | 10 | 30 |
| uranium 238 | 80 000 | 12 | 10 | 20 |
| plutonium 239 | 1 200 | — | 8 | 2 |
| américium 241 | 1 000 | — | 10 | 5 |
| samarium 147 | 7 000 | — | 10 | 3 |

2.7 LA R.F.S. III.2f*

Le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde a fait l'objet en France de l'émission d'une Règle Fondamentale de Sécurité (R.F.S.) le 10 juin 1991. Cette règle précise, entre autres, les objectifs fondamentaux et les bases de conception liées à la sûreté qu'il conviendrait de respecter ; elles constituent actuellement la référence utilisée dans les exercices de sûreté.

L'objectif fondamental vise la protection des personnes et de l'environnement à court terme et à long terme et se réfère au principe ALARA* de la CIPR*. Dans son objectif, elle précise également les critères de radioprotection et notamment que les évaluations de sûreté devront comprendre la détermination des expositions individuelles exprimées en équivalents de dose*, sur la base d'une constance des caractéristiques de l'homme

* Terme défini dans le glossaire

(habitudes alimentaires, conditions de vie ...). Pour les expositions, la R.F.S. distingue celles résultant d'une évolution normale du stockage et celles consécutives à des événements aléatoires venant perturber le stockage (séismes, intrusion humaine ...). Pour la situation de référence la dose efficace engagée devraient être limités à 0,25 mSv par an (limite annuelle d'exposition du public). D'une part, cette limite est valable pour la période de stabilité géologique de 10 000 ans et, d'autre part, cette limite sera conservée comme référence au-delà de la période de stabilité de la barrière géologique. Pour les situations aléatoires, les expositions individuelles, exprimées en équivalents de dose*, associées aux situations hypothétiques retenues, devraient être maintenues suffisamment faibles par rapport aux niveaux susceptibles d'induire des effets déterministes.

La R.F.S.* n'envisage pas d'interventions éventuelles pour limiter les conséquences des événements aléatoires, ni la situation de réversibilité du stockage. Elle mentionne que la toxicité chimique éventuelle des déchets devra être examinée.

2.8 LES DONNEES RECENTES RECUEILLIES AU COURS DE L'AUDITION DU 9 MARS 1999

La réunion de travail du 22 janvier 1999 avec divers spécialistes en radioprotection, en radiobiologie, en génétique, en épidémiologie et l'audition à caractère informatif du 9 mars 1999 ont permis à la Commission de recueillir les informations les plus récentes concernant les études, les recherches et les évaluations relatives aux risques sanitaires liés à la gestion et au stockage des déchets de haute activité et à vie longue.

Sur le plan des données quantitatives pour les radionucléides, une première synthèse a été présentée à la Commission le 4 mai 1999. Elle rassemble les données d'inventaire, de caractéristiques de relâchement et des grandeurs associées aux phénomènes qui gouvernent la migration dans la géosphère et l'ingestion des radionucléides. Ces données sont encore à compléter pour certains radionucléides et d'autres domaines ; elles n'existent pas pour les toxiques chimiques présents dans les déchets.

Concernant l'approche chimique, la Commission avait invité des chercheurs spécialistes de la paléanthropologie humaine dans le but de se faire préciser la contribution de cette science pour les analogues anthropogéniques ; en effet, les connaissances acquises sur les régimes alimentaires, les facteurs de mortalité, les traces de pathologies ostéotropes de nos ancêtres seront certainement utiles pour réfléchir à la démarche à utiliser dans le cas des approches toxicologiques pour le long terme. L'approche chimique, sous l'angle

* Terme défini dans le glossaire

toxicologique, apparaît encore aujourd'hui comme largement empirique ; l'évaluation et la prévention des risques toxiques traitées "par défaut" sont destinées à compenser l'insuffisance des connaissances ou le manque de données spécifiques ; les évaluations des risques cancérigènes et mutagènes restent d'ordre qualitatif. Sur le plan quantitatif, des marges de sécurité sont proposées mais il n'existe pas de consensus pour définir les niveaux d'exposition. Aux Etats-Unis suite aux recommandations de la NRC*, l'EPA* propose de construire un nouveau système d'évaluation des données qui intégrera, dans une même approche, les effets cancérigènes et les autres ; une large place est réservée à l'identification des besoins d'études toxico-cinétiques ou mécanistiques.

En matière de radiotoxicologie, des données expérimentales sur les tumeurs osseuses dues aux actinides ont été présentées ; les données expérimentales ont permis de bien définir les inductions, les localisations, les biocinétiques ainsi que les facteurs de transfert après ingestion. La toxicité chimique des éléments (uranium, technétium, sélénium...) n'est pas actuellement prise en compte car les notions de dose, de seuil, de débit sont très différentes en toxicologie et en radiotoxicologie selon l'effet considéré, aléatoire ou déterministe. Les mécanismes impliqués dans la génotoxicité demeurent méconnus sauf pour l'uranium. La toxicité chimique implique aussi de prendre en compte les effets synergiques et potentialisateurs ; beaucoup de données de base nécessaires à l'évaluation des effets sont à l'heure actuelle manquantes et ces effets ne sont pas pris en compte pour l'estimation des risques consécutifs simultanément à une irradiation et à une toxicité chimique.

L'état des études épidémiologiques a également été présenté à la Commission. Des actions projetées par la COGEMA et l'EDF concernent les populations du site de Mayak* (Russie) qui ont été exposées sur une période de 1951 à 1967. La COGEMA s'intéresse plus spécialement au métabolisme et à la dosimétrie des transuraniens. De son côté, l'EDF regarde l'épidémiologie des disthyroïdies et des malformations congénitales. L'épidémiologie dans le cas des faibles expositions à faible débit, cas des déchets à haute activité et à vie longue, a peu de chances de détecter ou quantifier les effets des expositions. Les efforts portent sur la précision de l'estimation du risque pour les faibles doses ; des outils sont en cours de développement.

Le constat concernant la radiobiologie et la radiopathologie a mis en évidence le désintérêt des chercheurs pour le risque génétique après les années 1950-1960 au profit des études sur le risque cancérigène. Alors que les connaissances sur le génome s'accroissent

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

exponentiellement, les grandes expériences en radiobiologie sont arrêtées. Pourtant beaucoup d'interrogations persistent sur le risque génétique lié à l'exposition aux radiations. Dans le domaine de la pathologie spontanée, il est probable que la grande majorité des pathologies dues aux mutations récessives reste à identifier. Dans le domaine de la radiobiologie, où l'effet des radiations n'a été évalué qu'à partir des mutations dominantes, les calculs de taux de doublement sont vraisemblablement à revoir. Le grand progrès à réaliser concerne le domaine des mutations récessives qu'il faut apprendre à identifier chez les porteurs hétérozygotes. Ce point s'applique particulièrement aux conséquences d'une augmentation chronique de l'exposition aux radiations, donc au stockage des déchets, susceptible d'entraîner une accumulation des mutations récessives de génération en génération.

Le bilan des informations recueillies par la Commission auprès des spécialistes des diverses disciplines de la radiobiologie, de la radiopathologie, de l'épidémiologie, de la toxicologie chimique, de la radiotoxicité... met en évidence la préoccupation actuelle soulevée par le problème de la gestion et du stockage des déchets de haute activité et à vie longue, mais il révèle aussi que le champ d'exploration dans ces différents domaines est vaste et que de nombreuses données sont actuellement manquantes.

3. LES CONCLUSIONS SUR LES RISQUES RADIOLOGIQUES

1. L'analyse critique des recommandations de la CIPR* permet de proposer des valeurs de doses maximales aux organes compatibles avec le respect du principe de précaution.

L'étude des conséquences radiologiques d'un stockage géologique de déchets de haute activité et à vie longue, devra comporter pour chacun des radionucléides considéré, les valeurs dosimétriques pour chacun des organes des individus du groupe critique retenu ; les diverses doses délivrées aux organes seront alors additionnées en utilisant pour les émetteurs α un facteur de qualité* de 20. Ces doses résultantes seront ensuite pondérées pour estimer le risque radiologique. Le pondération dépendra du mode d'expression retenu : dose efficace*, dose efficace engagée*, dose équivalente*...

* Terme défini dans le glossaire

2. Le point le plus important de cette analyse critique est la discussion dans la CIPR* n° 1 [1], de la façon de prendre en compte l'exposition d'origine naturelle dans la fixation des limites de dose réglementaire pour la protection sanitaire. Les valeurs limites d'exposition artificielle proposées étaient du même ordre de grandeur que celles de l'exposition naturelle. La CIPR* n° 1 [1] propose deux approches pour résoudre le problème :

- soit, on additionne les deux expositions naturelle et artificielle et la somme doit respecter la limite réglementaire de dose. En raison des fortes fluctuations locales de l'irradiation naturelle, la CIPR* craint que des installations nucléaires augmentent le niveau d'exposition et donc ne pourraient pas être implantées en certains points ; c'est pour essayer de pallier cette difficulté qu'une réserve de dose avait été conservée,
- soit, on néglige l'exposition naturelle et seule l'exposition artificielle doit respecter la valeur limite réglementaire. Si cette limite est de l'ordre de grandeur des fluctuations naturelles, on peut admettre que le risque est acceptable. La CIPR* n° 1 [1] reconnaît que le choix ne peut être fait que par les autorités gouvernementales.

3. La présentation des valeurs maximales de dose à respecter selon trois natures d'effets sanitaires différents (génétique, cancer, autres risques) permet de combiner l'impact de tous les radiotoxiques et de tous les toxiques chimiques en particulier ceux présents initialement dans les déchets de haute activité et à vie longue ou après leur transfert dans la biosphère.

Pour permettre cette combinaison, il faudra analyser les données disponibles sur les toxiques chimiques dans le même esprit que celui auquel on a eu recours pour évaluer les risques liés aux radiations ionisantes.

4. La Règle Fondamentale de Sûreté III.2f* préconise une dose efficace engagée* pour le public de 0,25 mSv par an, et se réfère au principe ALARA* de la CIPR*. La toxicité chimique éventuelle devra être examinée. La situation de réversibilité, corollaire du principe de précaution, n'est pas envisagée.

* Terme défini dans le glossaire

4. LES TOXIQUES CHIMIQUES

4.1 LES DONNEES DU PROBLEME

Les déchets de haute activité et à vie longue renferment une grande quantité d'éléments ou de composés toxiques minéraux ou organiques de diverses origines : les résidus des opérations du cycle du combustible, les matériaux de structure, les produits de corrosion, les composés issus des traitements chimiques et des conditionnements, les conteneurs, les matériaux de structure du stockage et les barrières ouvragées. Malgré leurs différences de nature, il faudra garder la même méthodologie d'approche sanitaire pour tous ces déchets et tous ces composants du stockage et de plus l'adapter à chaque cas particulier.

Tous ces toxiques n'ont pas une toxicité chimique réglementée sous la forme de concentrations admissibles dans l'eau ou dans l'air ; beaucoup sont reconnus comme toxiques mais sans posséder des limites réglementaires ; enfin d'autres n'ont pas aujourd'hui la réputation d'être toxiques, mais ce n'est pas une raison pour les ignorer car, comme l'ont dit Hippocrate et Paracelse : *"il n'y a pas de poison, tout n'est que dose"*.

La multiplicité des toxiques chimiques présents simultanément dans les déchets pose le problème du grand nombre d'organes susceptibles d'être lésés, avec des modalités d'atteinte différente, sans oublier un éventuel couplage avec les effets dus à la radioactivité. De plus, il ne faudra pas omettre dans cette analyse les différents produits d'altération (dégradations organiques, évolutions des formes chimiques dans la géosphère et la biosphère) ainsi que les effets de synergie liés à la présence d'un grand nombre de composés. En conséquence, la méthodologie de gestion sanitaire devra prendre en compte tous ces facteurs et leurs interactions.

4.2 LA SELECTION DES ELEMENTS TOXIQUES

Tous les éléments chimiques n'entraînent pas le même risque et celui-ci dépend du niveau de toxicité spécifique de l'élément ou de sa forme chimique ainsi que des quantités qui sont présentes dans les déchets et de celles qui sont transférées dans la biosphère.

Dans une première analyse, on est conduit à effectuer une sélection sans prendre en compte à priori la notion de mobilité dans la géosphère et la biosphère.

On peut porter d'abord un intérêt à ceux, pour lesquels on dispose des valeurs réglementaires ; c'est l'approche de l'ANDRA [12].

On peut aussi prendre en compte tous les éléments chimiques dont la toxicité est connue, même s'ils ne figurent pas dans la réglementation : c'est l'approche canadienne de l'AECL* (13). Enfin, il ne faut pas oublier les radionucléides de longue période dont la masse est suffisante pour que la toxicité chimique, suivant les critères sanitaire choisis, l'emporte, dans certains cas, sur la radiotoxicité. La Commission a sélectionné ceux dont la période est supérieure à 10^4 ans [14]. Parmi ces radionucléides, la toxicité chimique est prépondérante pour l'uranium naturel, le samarium-147, le rubidium-87 et le béryllium-10. La sélection définitive devra préciser la nature de la toxicité chimique puisque l'effet cancer des radionucléides à vie longue est couvert par l'approche radiologique ; il conviendra également, en plus des éléments chimiques, de prendre en compte toutes leurs formes dérivées toxiques, les anions et les polyanions complexes minéraux ou organiques et les composés particuliers. En outre, il faudrait ajouter à cette liste les toxiques organo-métalliques issus des transformations biogéochimiques. Une étude au cas par cas sera à entreprendre pour ces composés présents dans les différents types de déchets et ceux relâchés à l'extérieur d'un stockage.

Dans le tableau 7 sont consignés les résultats de ces trois modes de sélection.

* Terme défini dans le glossaire

**TABLEAU 7 : LISTE DES ELEMENTS OU RADIONUCLEIDES
A VIE LONGUE CONSIDERES COMME TOXIQUES**

| ANDRA [12] | CANADA [13] | CNE [14] |
|------------|-------------|----------|
| <i>Pb</i> | | |
| <i>B</i> | | |
| <i>Ni</i> | | |
| <i>Cr</i> | <i>Cr</i> | |
| <i>Sb</i> | <i>Sb</i> | |
| <i>Se</i> | <i>Se</i> | Se-79 |
| <i>Cd</i> | <i>Cd</i> | |
| <i>Hg</i> | | |
| Be | | Be-10 |
| <i>As</i> | | |
| | <i>Ag</i> | |
| | Bi | |
| | Br | |
| | Cs | Cs-135 |
| | Eu | |
| | I | I-129 |
| | In | |
| | Mo | Mo-93 |
| | Nd | |
| | Os | |
| | Pd | Pd-107 |
| | Pr | |
| | Re | |
| | Rh | |
| | Ru | |
| | Sm | Sm-147 |
| | Sn | Sn-126 |
| | Tc | Tc-99 |
| | U nat. | U nat. |
| | | Cl-36 |
| | | Ca-41 |
| | | Fe-60 |
| | | Mn-53 |
| | | Nb-94 |
| | | Ni-59 |
| | | Rb-87 |
| | | Te-123 |
| | | Zr-93 |

* Les caractères en gras et italique correspondent aux éléments listés dans le décret du 3 janvier 1989.

4.3 LES MODALITES D'EXPRESSION DES LIMITES EN TOXICOLOGIE CHIMIQUE ET EN RADIOTOXICOLOGIE

4.3.1 Les limites en toxicologie chimique

En toxicologie chimique, les valeurs limites sont directement exprimées en concentration soit dans l'eau de boisson, soit dans l'air. Des mesures, réalisées in situ, vérifient le respect de ces concentrations et leur dépassement est illégal.

En revanche, les mesures de surveillance ne différencient pas la part de l'apport naturel de celle d'origine anthropogénique ; actuellement, en raison du développement industriel, la fraction des toxiques d'origine anthropogénique a tendance à augmenter et à se disperser. Si la valeur limite réglementaire retenue est très supérieure aux concentrations naturelles, il n'y a pas de problème. Par contre, comme les valeurs limites ont tendance à diminuer normalement au fur et à mesure que l'on appréhende mieux le risque, celles-ci se rapprochent progressivement des concentrations naturelles et même dans certains cas peuvent leur être inférieures.

Pour l'uranium par exemple, la valeur guide proposée par l'OMS* en 1998 [11] est de 2 microgrammes par litre. Dans le Rhône, on mesure couramment 1 microgramme par litre et le Rhône charrie certainement moins d'uranium par unité de volume que certains ruisseaux du Massif Central. On doit alors s'interroger sur la conduite à tenir au cas où la concentration dans les eaux naturelles, provenant d'un site qui a été retenu pour le stockage, franchirait la valeur réglementaire qui ne doit en aucun cas être dépassée. Ce problème risque de se poser de la même façon pour d'autres éléments issus du stockage. Toutefois, les analyses respectives des teneurs dans les eaux et le sols fournissent une première approche sur les notions de solubilité et de transfert dans les conditions naturelles ; il faudra donc évaluer, si à terme, on peut assimiler les composés stockés aux éléments naturels.

* Terme défini dans le glossaire

4.3.2 Les limites en radiotoxicologie

Dans ce domaine, les limites sont exprimées en doses efficaces engagées*. Il faudra, pour obtenir le même mode d'expression des limites qu'en toxicologie chimique, convertir en doses par le calcul et en utilisant des modèles de transfert les quantités de radioactivité entrant chaque année dans l'organisme par incorporation et inhalation. C'est cette valeur qui peut garantir le respect de la dose limite ; mais elle a l'inconvénient d'être calculée et non pas mesurée. Ce sont des concentrations dans l'air et dans l'eau de boisson qui sont mesurés comme en toxicologie chimique.

Pour l'inhalation, on peut facilement passer de la limite de concentration dans l'air à une limite d'incorporation.

Pour l'ingestion, par contre l'exercice est beaucoup plus difficile, car on ingère à la fois de l'eau et des aliments solides. Or, les éléments toxiques ne se "boivent" pas, le plus souvent, ils se "mangent". Ainsi, si l'on transforme la valeur annuelle d'incorporation de radioactivité par voie orale, en une concentration admissible dans l'eau qui est obtenue en divisant la radioactivité ingérée par l'absorption annuelle d'un m³ d'eau qui est la quantité d'eau absorbée annuellement par l'homme, on aboutit à une sous-estimation de la dose car on ne comptabilise pas l'apport par les aliments. Alors, dans ce cas, la limite de dose ne sera pas respectée. Cela apparaît à l'examen des valeurs rassemblées dans le tableau 8. En effet, pour ces éléments stables, la comparaison des limites réglementaires, obtenues à partir des concentrations admissibles dans l'eau, avec celles consécutives aux ingestions annuelles naturelles mesurées sur la base du régime alimentaire, met en évidence la sous-estimation résultant de cette conversion. Il s'ensuit que l'estimation basée sur le régime alimentaire, aboutira toujours à des incorporations supérieures par rapport au calcul utilisant les concentrations admissibles réglementaires.

Les valeurs pour l'ingestion annuelle rassemblées dans le tableau 8 sont celles retenues pour l'homme de référence dans la CIPR* n° 23 [4]. Celles-ci, combinées aux résultats des mesures des quantités naturellement présentes dans tous les organes, ont permis la mise au point des modèles biocinétiques permettant de passer de la limite de dose aux limites d'incorporation. Les résultats pour les principaux éléments chimiques reportés sur la figure 1, concernent les teneurs dans l'organisme en fonction des ingestions annuelles. Ils montrent que l'organisme

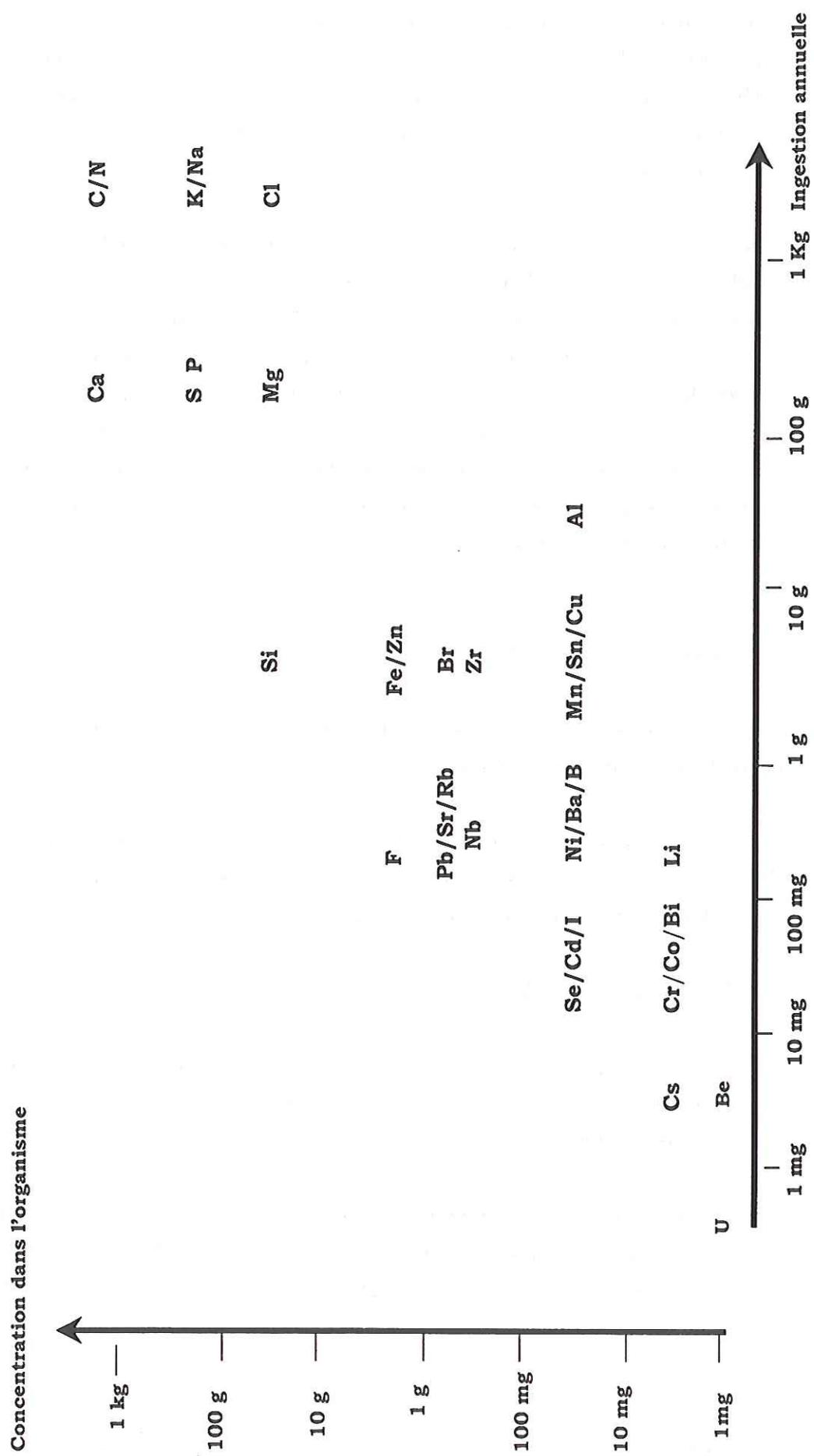
* Terme défini dans le glossaire

humain vit en équilibre avec la géosphère et que les teneurs de tous les éléments chimiques doivent être maintenues à des niveaux les plus proches possibles des niveaux naturels.

TABLEAU 8 : COMPARAISON DE L'INGESTION ANNUELLE CALCULEE A PARTIR DES TENEURS DANS L'EAU DE BOISSON PRESCRITES (POUR 1 M³) PAR LE DECRET FRANCAIS DE 1989 AVEC CELLE DE LA CIPR N° 23

| | DECRET FRANÇAIS
[10] | CIPR 23
[4] |
|----|---------------------------------|------------------------|
| Cl | 250 g | 2 000 g |
| Mg | 50 g | 125 g |
| Na | 150 g | 1 600 g |
| K | 12 g | 1 200 g |
| Al | 200 mg | 15 g |
| Fe | 200 mg | 6 g |
| Mn | 50 mg | 1.3 g |
| Cu | 1 g | 1 g |
| Zn | 5 g | 5 g |
| Ag | 10 mg | 25 mg |
| Cd | 5 mg | 50 mg |
| As | 50mg | 350 mg |
| Cr | 50 mg | 50 mg |
| Hg | 1 mg | 5 mg |
| Ni | 50 mg | 150 mg |
| Pb | 50 mg | 150 mg |
| Sb | 10 mg | 20 mg |
| Se | 10 mg | 50 mg |
| F | 1 500 mg | 650 mg |
| P | 5 g | 500 g |

**FIGURE 1 : REPRESENTATION DE L'INGESTION ANNUELLE EN FONCTION DES TENEURS DANS L'ORGANISME
 POUR LES PRINCIPAUX ELEMENTS CHIMIQUES**



Aujourd'hui, ce sont les mesures réalisées dans la chaîne alimentaire qui garantissent le respect des doses limites pour l'incorporation des radionucléides par l'homme. Il est évident que pour les générations futures, on ne peut pas utiliser cette méthode, car on ne connaît ni leurs habitudes alimentaires, ni l'évolution du climat qui les conditionnent.

S'agissant des radionucléides à vie longue, on sera dans l'obligation de fixer des valeurs de concentration dans l'eau en y ajoutant un facteur de sécurité équivalent à la part due à l'ingestion et à l'incertitude du futur afin de garantir le respect des limites de dose. Ces études et ces estimations de concentration restent à faire. C'est pour de telles raisons que la CIPR* n° 30 de 1979 [7] n'a pas retenu, pour le calcul de la dose limite, les concentrations admissibles dans l'eau, contrairement à la CIPR n° 2 de 1959 [3]. Les limites de concentration dans l'eau prescrites par les directives européennes, et reprises dans la réglementation française, n'offrent, dans ce cas de figure, aucune garantie sanitaire.

4.4 LA COMBINAISON DES RISQUES CHIMIQUES ET RADIOLOGIQUES

Cette combinaison constitue l'exercice le plus difficile en matière de gestion sanitaire des déchets de haute activité et à vie longue.

On peut, compte tenu des données dont on dispose, aborder le problème de deux façons très différentes. La première utilisera les valeurs limites basées sur des données liées à l'action pathologique ; la seconde, n'utilisera que des données naturelles et physiologiques.

4.4.1 L'approche pathologique

Dans cette approche, on se basera sur les limites tirées de l'étude des actions pathologiques que les éléments soient stables ou radioactifs et l'on pourra appliquer la démarche suivante :

- pour les éléments chimiques, on utilisera, quand elles existent, les limites réglementaires exprimées en concentrations admissibles telles qu'elles figurent dans le décret du 3 janvier 1989 [10] dans les guidelines 1998 de l'OMS [11] ou dans la directive européenne 98/83 [19] ; les valeurs réglementaires précisées

* Terme défini dans le glossaire

dans ces références figurent dans le tableau 9 ; dans le cas où elles n'existent pas, on est désarmé,

TABLEAU 9 : LIMITES DES TENEURS PAR M³ D'EAU POTABLE
selon le décret de 1989, l'O.M.S de 1998 et la CEE de 1998

| | DECRET DE 1989
[10] | O.M.S 1998
[11] | C.E.E 1998
[19] |
|----|------------------------|--------------------|--------------------|
| Cl | 250 g | | 200 g |
| Mg | 50 g | | |
| Na | 150 g | | |
| K | 12 g | | |
| P | 5 g | | |
| Zn | 5 g | | |
| F | 1,5 g | | 1,5 g |
| Cu | 1 g | 2 g | 2 g |
| Al | 200 mg | 200 mg | 200 mg |
| Fe | 200 mg | | 200 mg |
| Mn | 50 mg | 500 mg | 50 mg |
| Ag | 10 mg | | |
| As | 50 mg | 10 mg | 10 mg |
| Cd | 5 mg | 3 mg | 3 mg |
| Hg | 1 mg | 1 mg | 1 mg |
| Ni | 50 mg | 20 mg | 20 mg |
| Pb | 50 mg | 10 mg | 10 mg |
| Sb | 10 mg | 5 mg | 5 mg |
| Se | 10 mg | 10 mg | 10 mg |
| Ba | | 700 mg | |
| B | | 500 mg | 1 g |
| Cr | | 50 mg | 50 mg |
| Mo | | 70 mg | |
| U | | 2 mg | |

Les valeurs en gras correspondent aux valeurs les plus faibles.

- pour les radionucléides, on partira des limites de dose réglementaires (doses engagées efficaces*) ou celles adaptées au principe de précaution décrites précédemment. Après qu'une étude scientifique rigoureuse aura été réalisée, on calculera les limites de concentration dans l'eau de boisson,
- enfin, on combinera les différentes limites de concentrations en fonction des organes cibles et des modalités de toxicité ; la méthodologie nécessaire pour effectuer les combinaisons et fixer les modalités de toxicité reste à mettre au point,
- pour établir une hiérarchisation entre les éléments stables ou radioactifs, on s'appuiera sur les concentrations admissibles dans l'eau combinées avec les quantités présentes dans les déchets au moment de la mise en stockage par exemple.

Cette approche rigoureuse s'avère complexe, car on ne dispose pas aujourd'hui de toutes les bases scientifiques permettant de la mettre en œuvre. Mais elle a le mérite d'être conforme aux réglementations actuelles. Même si on était capable de la mettre en œuvre, il resterait encore deux problèmes à résoudre :

- le premier est la fixation des concentrations pour de nombreux composés chimiques pour lesquels on ne dispose pas de valeurs limites,
- le second est celui de la prise en compte ou non de l'apport naturel local lorsque les limites de concentration sont très proches des valeurs naturelles. Il s'ajoute à cela, la nécessité d'établir un point zéro dans l'environnement du site de stockage pour les radionucléides et les toxiques chimiques retenus.

4.4.2 L'approche physiologique

Celle-ci peut être basée sur l'approche de la CIPR* n° 1 [1], pour ce qui est de la prise en compte des données naturelles, lorsque les limites ont des valeurs du même ordre de grandeur. D'après la CIPR* n° 1 [1], il est alors possible de négliger les valeurs naturelles et de considérer que les limites pour les activités humaines s'intègrent dans les fluctuations normales et sont ainsi compatibles avec la survie de l'humanité.

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

Dans ce cas, on utilisera donc comme base de données les valeurs mesurées chez l'homme.

La démarche peut, à titre d'exemple, débiter à partir des quantités pondérales des principaux isotopes stables ou radioactifs, présents dans une tonne de métal lourd de combustible irradié. De ces données, on déduira pour chaque élément le nombre équivalent d'ingestions physiologiques annuelles en divisant la masse de l'élément présent dans la tonne de combustible irradié par la masse annuelle ingérée de chaque isotope stable ou radioactif. Cette masse annuelle ingérée est tout à fait comparable à la limite annuelle d'incorporation utilisée pour le calcul de la limite de dose annuelle. Quelques exemples de calcul figurent dans le tableau 10.

Pour les éléments chimiques, on utilisera les valeurs de la CIPR* n° 23 [4]. Pour les produits de fission et d'activation radioactifs à vie longue on calculera, avec les meilleurs modèles métaboliques, les ingestions annuelles, exprimées en masse, qui respectent la dose de 1 mGy par an, valeur moyenne de l'exposition naturelle.

Pour les transuraniens, on prendra comme base, l'ingestion naturelle annuelle d'un nanocurie (37 Bq) de radium-226. Sur la base des différents facteurs d'absorption digestive*, on calculera les masses des éléments ostéotropes* susceptibles d'être ingérés chaque année.

La figure 2 illustre les résultats fournis par cette approche et le tableau 10 précise les principales données. Cette approche permet aussi de hiérarchiser les « risques potentiels » induits par tous les éléments présents dans le combustible irradié que leur action soit d'origine radiologique ou chimique. Elle met en évidence le rôle, bien appréhendé autrefois, de l'uranium en tant que toxique chimique.

* Terme défini dans le glossaire de cette annexe

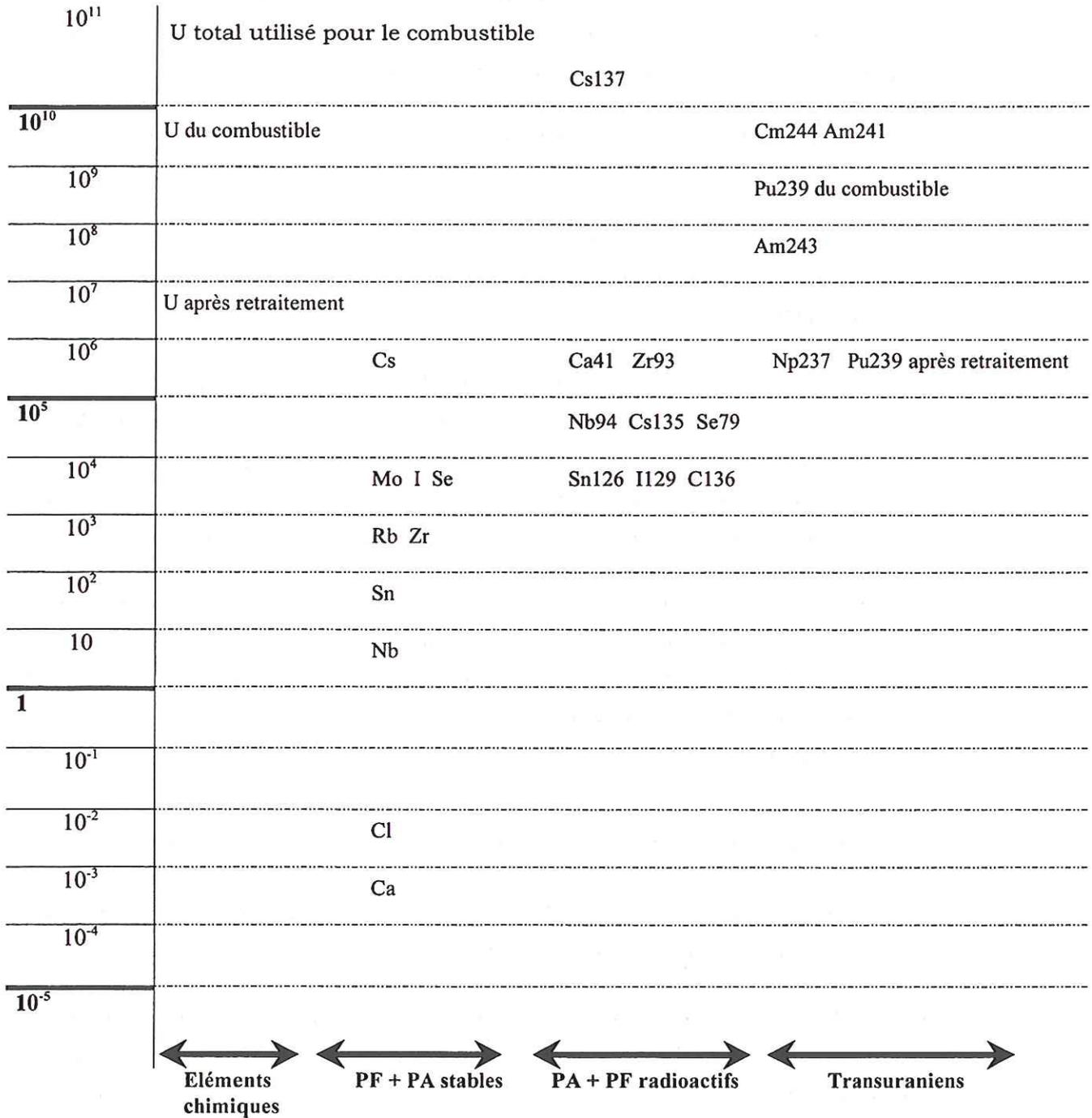
**TABEAU 10 : NOMBRE EQUIVALENT D'INGESTION ANNUELLE CALCULE POUR LES
MASSES PRESENTES DANS 1 TONNE DE COMBUSTIBLE USE
AU DECHARGEMENT (Mli)**

| | | <u>Mode de calcul*</u> |
|-------------------------|-------------|------------------------|
| Césium 137 | 5.10^{10} | R 2 |
| Uranium total | 10^{10} | C |
| Curium 244 | 5.10^9 | R1 |
| Uranium 238 | $1,4.10^9$ | C |
| Américium 241 | $1,2.10^9$ | R 1 |
| Plutonium 239 | 3.10^8 | R 1 |
| Américium 243 | 5.10^7 | R 1 |
| Uranium résiduel* | 2.10^6 | C |
| Césium stable | 9.10^5 | C |
| Neptunium 237 | $7,5.10^5$ | R 1 |
| Calcium 41 | $4,5.10^5$ | R2 |
| Plutonium 239 résiduel* | 3.10^5 | R1 |

C = chimique
R 1 = radiologique par analogie avec le radium-226 (1 nanocurie/an)
R 2 = radiologique pour une dose de 1 mGy/an

* résiduel : quantité résiduelle après retraitement qui est incorporée dans les verres.

FIGURE 2 : NOMBRE D'INGESTION ANNUELLE PHYSIOLOGIQUE DE L'HOMME DE REFERENCE DE LA CIPR N° 23 [4] CALCULE POUR LES MASSES D'ELEMENTS PRESENTS DANS UNE TONNE DE COMBUSTIBLE (MLi)



Les deux approches pathologiques et physiologiques ont en commun l'utilisation des mêmes données de base et des mêmes modèles métaboliques. Elles devraient donner des hiérarchisations assez comparables ; mais cette vérification reste à faire.

Une des difficultés de cette méthodologie concerne la transformation des ingestions annuelles en limites de concentration. Mais aussi bien l'approche pathologique que physiologique se heurte à ce même problème.

Par contre, l'approche physiologique possède de nombreux avantages, en particulier :

- les données physiologiques sont plus nombreuses que les données pathologiques ; on peut, avec les données récentes, compléter celles de la CIPR* n° 23 [4],
- concernant les éléments, pour lesquels on ne possède pas de données, notamment pour les terres rares, un programme de mesure de l'apport alimentaire devrait permettre d'apporter des réponses rapides. On peut aussi, dès à présent, en l'absence de données, utiliser les mesures de concentrations disponibles dans la géosphère pour les analogues physico-chimiques,
- enfin, le problème de la combinaison des risques ne se pose pas car on reste au niveau physiologique. Malheureusement cette approche est actuellement en dehors du cadre législatif national qui n'a pas encore intégré les limites de doses pour des éléments dont la valeur de la limite est très proche de certains niveaux naturels.

4.5 LES CONCLUSIONS POUR LES TOXIQUES ET COMPOSES CHIMIQUES

La présence des toxiques dans les déchets de haute activité et à vie longue soulève des difficultés de gestion du risque sanitaire. Celles-ci sont de deux ordres.

En premier lieu, la multiplicité des toxiques chimiques (élément et espèce) entraîne des risques de pathologies variées dans plusieurs organes. Ensuite, il faut mettre au point une méthodologie qui permette d'abord de combiner les nombreuses limites de concentration puis de combiner celles-ci avec les limites de doses pour les rayonnements ionisants.

* Terme défini dans le glossaire

Deux approches pour la gestion du risque sont possibles: l'une est basée sur des données fournies par les études de pathologie, l'autre, s'appuie sur des valeurs physiologiques mesurées chez l'homme normal.

La première respecte la philosophie et la démarche actuelle de la protection sanitaire. La seconde est plus compatible avec le respect du principe de précaution.

5. LES CONCLUSIONS GENERALES

La gestion sanitaire des déchets de haute activité et à vie longue ainsi que leur stockage géologique doit prendre en compte l'exposition de nombreuses générations et la présence dans les déchets de toxiques chimiques variés. Aussi, la recherche de solutions spécifiques s'avère nécessaire :

- 1- Pour respecter le principe de précaution dont font état les conclusions du Comité interministériel du 9 décembre 1998, il faudra, sur le plan radiologique, sélectionner les limites de dose les plus faibles parmi celles qui sont publiées dans les CIPR n° 1 [1], n° 26 [5] et n° 60 [6]. On retiendra les valeurs les plus faibles à moins qu'il ait été démontré de façon indiscutable que des valeurs plus élevées garantissent une même qualité de radioprotection. En ce qui concerne le risque génétique, la meilleure approche pourrait être celle de la publication de la CIPR n° 1 [1] qui raisonnait en terme de nombreuses générations. Au préalable, il serait souhaitable de vérifier que les données quantitatives utilisées sont toujours en accord avec l'état des connaissances actuelles. Toutefois, la tâche essentielle consiste à établir des facteurs de conversion pour transposer les ingestions annuelles des éléments en concentrations admissibles dans l'eau ou dans l'air et à valider ces facteurs de conversion aussi bien pour les radiotoxiques que les toxiques chimiques.
- 2 - Une difficulté d'importance concerne la mise au point d'une doctrine sanitaire susceptible de traiter simultanément les radiotoxiques et les toxiques chimiques. Cette doctrine devra rendre possible, si cela s'avère nécessaire, l'association des actions pathogènes des toxiques chimiques entre eux et avec les radiotoxiques. En outre, elle devra préciser les relations entre les apports anthropogéniques et les niveaux naturels, qui, pour certains éléments présents dans les déchets, peuvent atteindre des teneurs égales ou supérieures à celles des réglementations actuelles.

C'est lorsque toutes ces difficultés auront reçu des solutions que la gestion sanitaire des déchets de haute activité et à vie longue respectera pleinement le principe de précaution.

PRINCIPALES DEFINITIONS UTILISEES DANS L'ANNEXE SUR LA GESTION DES DECHETS DE HAUTE ACTIVITE ET A VIE LONGUE

Absorption digestive : Se représente par le sigle F1 : pour un quantité ingérée d'un élément, seule une fraction, appelée F1, traverse la paroi du tube digestif ; cette fraction s'échelonne de 1 pour les alcalins à 10^{-4} pour le plutonium ; cette valeur dépend de la nature physico-chimique de l'élément considéré.

ADN : Acide désoxyribonucléique, constituant essentiel des chromosomes du noyau cellulaire.

Cohorte : Terme médical désignant une population bien identifiée que l'on va suivre médicalement jusqu'à la mort du dernier de ses membres. Cette population est comparée normalement à une cohorte de témoins.

DDREF : Dose and Dose Rate Effects Factors (facteurs des effets de dose et du débit de dose) ; désigne le facteur prenant en compte l'affaiblissement des effets observés aux fortes doses délivrées à forts débits dans le cas où les expositions sont faibles et étalées dans le temps.

Dose : Mesure du rayonnement reçu ou "absorbé" par une cible. Selon le contexte, on emploie les grandeurs appelées dose absorbée, dose à un organe, dose équivalente, dose effective, dose équivalente engagée ou dose effective engagée. Les adjectifs qualificatifs sont souvent omis lorsqu'ils ne sont pas nécessaires pour définir la grandeur considérée ; cette omission crée souvent des confusions.

Dose absorbée : D, est définie par le rapport

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm}$$

où $d\varepsilon$ est l'énergie moyenne transmise par le rayonnement ionisant à la matière dans un élément de volume et dm la masse de matière dans cet élément de volume. L'unité SI pour la dose absorbée est le joule par kilogramme ($J\ kg^{-1}$) et son nom est le gray (Gy). La dérivée par rapport au temps de la dose absorbée est le débit de dose absorbée, D, c'est-à-dire :

$$D = \frac{dD}{dt}$$

où dD représente l'augmentation de la dose absorbée dans l'intervalle de temps dt .

Dose à l'organe : Pour les besoins de la protection radiologique, il est utile de définir une dose absorbée moyenne dans un tissu ou dans un organe, D_T , c'est-à-dire,

$$D_T = \frac{\varepsilon_T}{m_T}$$

où ε_T est l'énergie totale transmise à un tissu ou un organe et m_T est la masse de ce tissu ou de cet organe. Par exemple, les valeurs m_T peuvent varier de moins de 10 g pour les ovaires, jusqu'à 70 kg pour le corps entier.

Dose collective : Expression désignant la dose totale de rayonnements reçue par une population, définie comme étant le produit du nombre d'individus exposés à une source par leur dose de rayonnements moyenne. La dose collective est exprimée en homme-sievert (H.Sv).

Dose efficace : Dose efficace, E , est la somme des doses équivalentes pondérées pour tous les tissus et organes du corps. Elle est représentée par l'expression :

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T$$

où H_T est la dose équivalente dans un tissu ou un organe T et W_T est le facteur de pondération pour le tissu T .

De toute évidence,

$$E = \sum_T W_R \sum_T W_T \cdot D_{T,R} = \sum_T W_T \sum_R W_R \cdot D_{T,R}$$

où $D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne dans un tissu ou organe T délivrée par le rayonnement R .

Dose efficace engagée : Si les doses équivalentes engagées pour les tissus ou les organes, résultant d'une incorporation sont multipliées par les facteurs de pondération appropriés, W_T ; puis additionnés, on aura pour résultat la dose efficace engagée.

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau)$$

Lorsque $E(\tau)$ est spécifié, τ est donné en nombre d'années pour l'attacher tel que l'intégration est effectuée. L'engagement de dose ($H_{c,T}$ ou E_c) est un outil de calcul. Il peut être évalué pour un groupe critique aussi bien que pour la population mondiale dans son ensemble. Il est défini comme l'intégrale sur un temps infini du débit de dose par tête (H_T ou E) due à un événement déterminé, comme une unité de pratique (par exemple, une année d'un pratique) :

$$H_{c,T} = \int_0^{\infty} H_T(t) dt$$

ou

$$E_{C(\tau)} = \int_0^{\infty} E(t) dt$$

Dans le cas d'une pratique à durée illimitée à débit constant, le débit de dose annuel maximum par tête (HT ou E) pour le futur pour la population spécifiée sera égal à l'engagement de dose d'une année de pratique, quels que soient les changements de la taille de la population. Si la pratique n'est poursuivie uniquement que sur une période de temps, τ , la dose annuelle future maximum par tête sera égale à l'engagement de dose tronqué correspondant défini par :

$$H_{C\tau} = (\tau) \int_0^{\tau} H_T(t) dt$$

ou

$$E_{C(T)} = (\tau) \int_0^{\tau} E(t) dt$$

Dose équivalente : Grandeur $H_{T,R}$ définie par la relation :

$$H_{T,R} = D_{T,R} w_R$$

Où $D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne à l'organe ou au tissu T délivrée par le type de rayonnement T et w_R le facteur de pondération radiologique pour le type de rayonnement R.

Lorsque le champ se compose de différents types de rayonnements ayant différentes valeurs de w_R , la dose équivalente est donnée par la formule :

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

L'unité SI de dose équivalente est le J/kg, appelé sievert (Sv).

Dose équivalente engagée : Grandeur $H_T(\tau)$ définie par la relation :

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} H_T(t) dt$$

Où t_0 est le moment de l'incorporation, $H_T(t)$ le débit de dose équivalente à l'instant t dans un organe ou un tissu T et τ le temps écoulé depuis l'incorporation de substances radioactives. Lorsque τ n'est pas spécifié, on considérera qu'il est de 50 ans pour les adultes et qu'il va jusqu'à l'âge de 70 ans dans le cas des incorporations par des enfants.

Dose équivalente dans un organe ou un tissu : Dans ses recommandations précédentes, la Commission avait adopté l'équivalent de dose en un point, H, pour indiquer les implications biologiques de l'exposition aux rayonnements à des niveaux de dose absorbée rencontrés normalement en radioprotection. La Commission recommande maintenant une nouvelle grandeur dérivée de la dose équivalente, $H_{T,R}$, dans un tissu ou un organe T due à un rayonnement R, est donnée par :

$$H_{T,R} = W_R \cdot D_{T,R}$$

Où $D_{T,R}$ est la dose moyenne provenant du rayonnement R dans le tissu ou l'organe T et W_R le facteur de pondération pour le rayonnement. Comme W_R est sans dimension, l'unité SI de la dose équivalente est la même que pour la dose absorbée, c'est-à-dire le $J \text{ kg}^{-1}$, elle a pour nom spécial sievert, (Sv). La dérivée par rapport au temps de la dose équivalente est le débit de dose équivalente, $H_{T,R}$.

Lorsque le champ de rayonnement est composé de rayonnement de types et d'énergies ayant des valeurs de W_R différentes, la dose absorbée doit être en conséquence subdivisée en différentes tranches de doses, lesquelles sont multipliées par leur propre valeur de W_R , et sont additionnées pour déterminer la dose équivalente totale, c'est-à-dire :

$$H_T = \sum_R W_R D_{T,R}$$

Où $D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne due au rayonnement R dans le tissu T. Sinon, la tranche de la dose absorbée due au rayonnement d'énergie comprise entre E et E + dE peut être multipliée par la valeur de W_R .

Equivalent de dose : Grandeur utilisée par la Commission internationale des unités et des mesures radiologiques (CIUMR) dans la définition des grandeurs opérationnelles suivantes : équivalent de dose ambiant, équivalent de dose directionnel et équivalent de dose individuel. Aux fins de la protection radiologique, cette grandeur a été remplacée par la dose équivalente.

Exposition : Action d'exposer ou fait d'être exposé à une irradiation. L'exposition peut être soit externe (irradiation due à des sources situées hors de l'organisme), soit interne (irradiation due à des sources se trouvant à l'intérieur de l'organisme). L'exposition peut être classée comme normale ou potentielle ; il peut s'agir d'une exposition professionnelle, d'une exposition médicale qui concerne les travailleurs et le public ou d'une exposition du public ; et, dans les cas d'intervention, l'exposition peut être d'urgence ou chronique. Le terme exposition est également employé en radiodosimétrie pour exprimer l'intensité de l'ionisation produite dans l'air par un rayonnement ionisant.

Exposition chronique : Exposition durable ou exposition prolongée.

Facteur de qualité ou de pondération radiologique :

Multiplicateur de la dose absorbée (dont les valeurs sont indiquées ci-après) que l'on emploie aux fins de la protection radiologique pour tenir compte de l'efficacité relative des différents types de rayonnements dans l'induction d'effets sur la santé :

| Type et domaine d'énergie du rayonnement | Facteur de pondération Radiologique | |
|--|-------------------------------------|----|
| | WR | |
| Photons, toutes énergies | 1 | |
| Electrons et muons, toutes énergies * | 1 | |
| Neutrons, énergie | 5 | |
| | 10 keV à 100 keV | 10 |
| | >100 keV à 2 MeV | 20 |
| | >2 MeV à 20 MeV | 10 |
| | >20 MeV | 5 |
| Protons, autres que les protons de recul, énergie >2 MeV | 5 | |
| Particules alpha, fragments de fission, loyaux lourds | 20 | |

* A l'exclusion des électrons Auger reçus par l'ADN à partir des noyaux cellulaires, pour lesquels il faut tenir compte de considérations microdosimétriques particulières.

Fréquence probable : Terme utilisé pour désigner le nombre probable d'évènements à considérer comme par exemple le nombre de cancers par an pour une population donnée.

Limite de dose : Valeur de la dose efficace ou de la dose équivalente à des individus résultant de pratiques sous contrôle, qui ne doit pas être dépassée.

Mayak : Site en Russie où l'on a retraité une grande quantité de combustibles irradiés et qui a fait l'objet de contaminations importantes de l'environnement.

Ostéosarcome : Terme médical pour désigner une tumeur maligne de l'os ; ce terme est étendu à l'ensemble des cancers de l'os.

Ostéotropes : Terme médical pour désigner l'aptitude des radionucléides à se fixer préférentiellement sur l'os.

Risque absolu ou additif : Le taux de cancers naturels augmente avec les tranches d'âges. Quand, pour une dose donnée, les cancers en excès sont répartis de façon homogène dans toutes les tranches d'âge, on dit que le risque est additif. On dit aussi qu'il est absolu car il est indépendant des taux de base.

Risque relatif ou multiplicatif : Quand, pour une dose donnée, les cancers en excès ont des taux qui augmentent avec l'âge, proportionnellement à ceux des cancers naturels, on dit que le risque est multiplicatif. On dit aussi qu'il est relatif parce que la valeur de l'excès dépend du niveau des cancers naturels.

stochastique : Se dit d'un effet dont la fréquence d'apparition est aléatoire ; ce terme s'oppose à déterministe.

BIBLIOGRAPHIE

- [11]** Recommendations of the International Commission on Radiological Protection Publication CIPR 1, annales de la CIPR vol 7 – 1958 - Pergamon Press oxford – 1958.
- [2]** Effets génétiques des radiations chez l'homme. Etudes de zones à forte radioactivité naturelle. Rapport Technique n° 166 O.M.S Genève – 1959.
- [3]** Rapport du Comité II sur la dose admissible en cas d'irradiation interne – Publication CIPR 2 – 1959 – Gauthier Villars Ed. Paris 1963.
- [4]** Report of the Task Group on Reference Man - ICRP Publication n° 23 – Pergamon Press – 1975.
- [5]** Recommendations of the International Commission on Radiological Protection – ICRP Publication n° 26, annales de la CIPR – vol 1 n° 3 – 1977 - Pergamon Press Oxford - 1977
- [6]** Recommendations 1990 de la Commission Internationale de Protection Radiologique – ICRP Publication n° 60, annales de la CIPR – vol 21 n° 1-3, 1990 - Pergamon Press Oxford – 1991.
- [7]** Limits for Intakes of Radionuclides by workers – ICRP Publication 30 – Part 1 – Pergamon Press Oxford – 1979.
- [8]** Sources, effects and risks of ionizing radiation – 1988 – Report to the General Assembly – UNSCEAR – United Nations – New-York – 1988.
- [9]** L'aval de cycle nucléaire – Tome I – Etude générale – C. BATAILLE & R. GALLEY Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques – Paris – 1998.
- [10]** Décret du 3 janvier 1989 – Journal Officiel du 4 janvier 1989 – p 187.
- [11]** Guidelines for drinking water quality – Second Edition – O.M.S Genève 1998.
- [12]** ANDRA in Auditions de la CNE - 8 décembre 1998.
- [13]** Identification of contaminant of the concern for the postclosure assessment of the concept for the disposal of Canada's nuclear fuel waste – Rapport AECL – 10901 – 1994.

- [14]** Commission Nationale d'Evaluation – Rapport d'évaluation n° 3 – Septembre 1997.
- [15]** MULLER H.J., An analysis of the process of structural change in chromosomes of drosophila mélanogaster. J. Genet, 1940, p. 1-66.
- [16]** RUSSEL X-L, Comparaison of X-Ray induced mutations rates in drosophil an mice. An. Nat. Suppl. 90, 1956, p. 69-80.
- [17]** Dose coefficients of intakes of radionuclides by workers - ICPR Publication n° 68 (Replacement of ICPR Publication n° 61) - Pergamon Press, Oxford, 1994.
- [18]** National Bureau of Standards : Safe handling of radioactive luminous compounds - National Bureau of Standards Handbook H27 - Washington DC, 1941.
- [19]** Directives 98/83 du 3 novembre 1998 relative à la qualité des eaux destinées à la consommation humaine. J.O. des Communautés Européennes du 5 décembre 1998.

ANNEXE 8

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

GdR « NOMADE » (NOUVEAU MATERIAUX DECHETS)

Dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, trois GdR* sont concernés par une part importante des recherches prévues sur l'aval du cycle du combustible. Il s'agit des GdR GEDEON* (recherches sur la transmutation des déchets nucléaires), PRACTIS* (recherches aux interfaces solution aqueuse-solide et solution aqueuse-solution organique) et FORPRO* (études sur le stockage réversible ou non réversible dans les formations géologiques). Ils sont regroupés dans le Programme sur l'Aval du Cycle Electronucléaire (PACE*), programme interdisciplinaire du CNRS dans lequel sont impliquées non seulement de nombreuses équipes du CNRS (Départements IN2P3, Sciences Chimiques et Sciences de la Terre) mais aussi du CEA (Direction des Sciences de la Matière, Direction des Réacteurs Nucléaires, Direction du Cycle du Combustible), de l'ANDRA, de COGEMA, de FRAMATOME et d'EDF (Direction Etudes et Recherches). Toutefois, les recherches sur les matériaux à l'état solide, en particulier sur les matrices de confinement, ne sont que partiellement concernées par les programmes des GdR*. La CNE, dans son rapport n° 3 avait recommandé « la création au sein de PACE* d'une structure apportant un soutien de recherche fondamentale dans la synthèse de composés solides à application particulière dans l'aval du cycle. » Elle souhaitait également « qu'une coordination accroisse la synergie entre les communautés scientifiques qui travaillent dans les domaines de la chimie du solide et des matériaux de l'aval du cycle ». Les responsables du CEA et du CNRS ont ainsi décidé de coordonner les recherches fondamentales entreprises dans les laboratoires de ces deux organismes dans le domaine de la conception, de l'élaboration et de l'étude de nouveaux matériaux pour le conditionnement de déchets nucléaires, ces recherches étant essentiellement focalisées sur l'étude de l'état solide des matériaux. Un nouveau GdR* « NOMADE* » a donc été constitué en intégrant les équipes travaillant sur ce sujet et les équipes volontaires pour s'investir dans la mise au point de nouveaux matériaux de conditionnement spécifiques des radionucléides à vie longue séparés (produits de fission, plutonium, actinides mineurs) selon que l'on s'intéresse à leur confinement ou à leur transmutation. Le GdR NOMADE* est ainsi principalement associé aux programmes menés dans le cadre de l'axe 3 de la loi du 30 décembre 1991 : « Etudes de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface des déchets radioactifs » et porte également sur l'étude et le développement

* Terme défini dans le glossaire

de nouvelles matrices de conditionnement spécifiques des radionucléides séparés menés dans l'axe 1 de la loi : « Recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans les déchets » et plus spécifiquement pour la stratégie Séparation - Conditionnement (S-C) et Séparation - Transmutation (S-T). Il fera parti de PACE*.

Les verres en tant que matrices pour les nouveaux conditionnements spécifiques de radionucléides séparés (produits de fission à vie longue, plutonium issu du multirecyclage, actinides mineurs séparés,...) font partie intégrante du GdR*. Par contre le procédé de vitrification, tel qu'il est mis en œuvre industriellement dans l'usine de retraitement de La Hague et qui permet le conditionnement simultanée des produits de fission et des actinides mineurs, est exclu du GdR NOMADE*. Toutefois, si les développements actuels pour accompagner l'évolution des techniques de retraitement effectuées en soutien à l'exploitant industriel ne sont pas concernés par le GdR NOMADE*, l'expérience et les compétences acquises au cours de ces travaux peuvent lui être très précieuses.

THEMES DE RECHERCHE DU GdR « NOMADE »

Les recherches effectuées dans le cadre du GdR NOMADE* sont regroupées autour de cinq thèmes.

• Thème 1 : Formulation des matériaux à synthétiser

La formulation chimique de chaque conditionnement spécifique (matrice de conditionnement ou cible de transmutation) nécessite d'être parfaitement adaptée aux radionucléides à vie longue, c'est-à-dire qu'elle devra tenir compte de leur nature chimique, mais aussi de leurs propriétés (encombrement stérique, volatilité, criticité,...) et bien sûr du type de rayonnement émis et de ses filiations. De plus la composition des cibles doit respecter des critères nucléaires neutroniques et thermiques.

Deux démarches peuvent être adoptées :

- une démarche naturaliste qui consiste à rechercher des analogues naturels, c'est-à-dire des phases minérales naturelles, des matrices naturelles (roches, minéraux, verres), qui ont incorporé, piégé et confiné des éléments chimiques tels que, actinides, terres rares, métaux lourds, métaux alcalins, alcalino-terreux..., pendant des milliers voire des millions d'années. Leur étude peut permettre de comprendre les mécanismes du piégeage et du confinement naturel de certains éléments, analogues chimiques de ceux rencontrés dans les déchets,

* Terme défini dans le glossaire

- une démarche prospective qui consiste à formuler des matériaux synthétiques nouveaux, conçus pour présenter des propriétés remarquables vis-à-vis du conditionnement ou de la transmutation des radionucléides à vie longue : très bonne tenue à la corrosion aqueuse, bonnes propriétés mécaniques, stabilité thermique... Cette conception se fera soit à partir de considérations théoriques sur la structure et la composition, soit à partir de considérations expérimentales sur des matériaux déjà existants mais modifiés en conséquence. Ces matériaux seront soigneusement caractérisés et étudiés dans des conditions aussi proches que possible des conditions réelles d'utilisation.

Le devenir final des cibles de transmutation constitue un point fondamental à prendre en compte dans le choix des matériaux et l'optimisation de leurs propriétés : après irradiation, les cibles devront, soit pouvoir être retraitées, soit pouvoir être conditionnées dans l'optique d'un stockage définitif en formation géologique.

- **Thème 2 : Synthèse et mise en forme des matériaux**

Si dans la nature, la composition chimique d'un minéral est un paramètre déterminant pour sa stabilité, celle-ci ne constitue pas le seul paramètre à considérer pour l'élaboration des matériaux de conditionnement ou de transmutation. En effet, pour une même formulation, les conditions de synthèse sont des paramètres importants qui auront une incidence sur les caractéristiques physiques du matériau : densité, porosité, propriété mécanique et thermodynamique, conductibilité thermique... ; tous ces paramètres influenceront sur sa stabilité dans le milieu géologique ou dans le système d'irradiation. Le procédé retenu devra être adapté à l'industrie nucléaire et avoir fait la démonstration que les matrices de conditionnement qui en résulteront offrent un bon comportement pour le long terme. De plus, il est probable que certains radionucléides à vie longue, comme les éléments volatils par exemple, nécessitent de mettre en œuvre un procédé spécifique, de disposer d'une palette de procédés.

- **Thème 3 : Caractérisation physique et chimique des matériaux synthétisés**

La caractérisation physico-chimique des matériaux est aujourd'hui possible avec des degrés de résolution de plus en plus fins. Une connaissance très précise des matériaux synthétisés est indispensable en vue de modéliser et d'optimiser leur comportement à long terme. Les études de structures, la cartographie chimique et isotopique des matériaux, l'analyse des défauts et des inclusions ainsi que les études de diffusion et de transitions de phases sont primordiales. De nombreuses techniques de caractérisation sont actuellement disponibles :

la microscopie optique (à balayage ou à transmission), la diffraction X, la spectrométrie de masse quadripolaire à source plasma (ICP* ou ICP* – MS*), la spectrométrie de masse à thermo-ionisation (TIMS*), la microsonde électronique, la Résonance Magnétique Nucléaire (RMN*), la spectroscopie Mössbauer, la microsonde ionique (SIMS*), la microsonde nucléaire (PIXE*, RBS*, NRA*), la spectroscopie X (EXAF*, XANES*), le rayonnement synchrotron (EXRF*)... Comme c'est déjà le cas au LURE* et à l'IRF*, des échantillons radioactifs pourront être examinés à l'aide de certaines de ces techniques, notamment avec la microsonde nucléaire du Laboratoire Pierre Sûe* à Saclay où une ligne opérationnelle existe ; la ligne de lumière du projet Soleil* pourrait également être utilisée à cette fin.

L'étude des propriétés physiques des matériaux ainsi que leurs propriétés mécaniques et rhéologiques, leur résistance thermique, doivent être conduites dans deux optiques principales :

- l'acquisition d'une bonne connaissance initiale des mécanismes de base et des propriétés physiques intrinsèques des matériaux,
- la possibilité d'optimiser les propriétés physiques des matériaux, selon le degré de faisabilité.

A cette fin, une synergie entre les équipes en charge de la caractérisation physico-chimique et thermodynamique des matériaux et celles dévolues aux études et à l'optimisation des propriétés physiques des matériaux, est hautement recherchée.

• **Thème 4 : Comportement des matériaux**

L'effet des rayonnements nucléaires et des filiations radioactives sur les matériaux

Des études en vue de comprendre et de prévoir les effets de l'irradiation sur les propriétés physiques et chimiques des matériaux sont nécessaires. Ces études visent à augmenter les connaissances sur :

- la structure des défauts d'irradiation dans les matériaux étudiés,
- les phénomènes de diffusion liés à l'irradiation,
- les phénomènes intervenant lors de la guérison des défauts,
- les paramètres interférant sur la guérison des défauts,
- l'influence des défauts d'irradiation sur les propriétés requises pour leur utilisation et sur le vieillissement.

* Terme défini dans le glossaire

Durabilité en situation de stockage ou d'entreposage de longue durée

La bonne tenue des matériaux élaborés vis-à-vis de la corrosion aqueuse en situation de stockage ou d'entreposage de longue durée est une propriété indispensable. Des études de comportement à long terme sont donc nécessaires pour évaluer et comparer les différents matériaux élaborés. La synergie des phénomènes liés à l'auto-irradiation et à la corrosion aqueuse (eau ou phase vapeur) devra être examinée. Dans le cadre du programme sur le comportement des matériaux, les études pourront être effectuées sur des matériaux naturels (analogues naturels) ayant incorporé dans leur structure des radionucléides au cours des temps géologiques, sur des matériaux de synthèse réellement dopés avec les radionucléides ou sur des matériaux simulés ou réels dans lesquels des implantations d'ions simuleront des défauts d'irradiation.

Stabilité sous forte irradiation externe

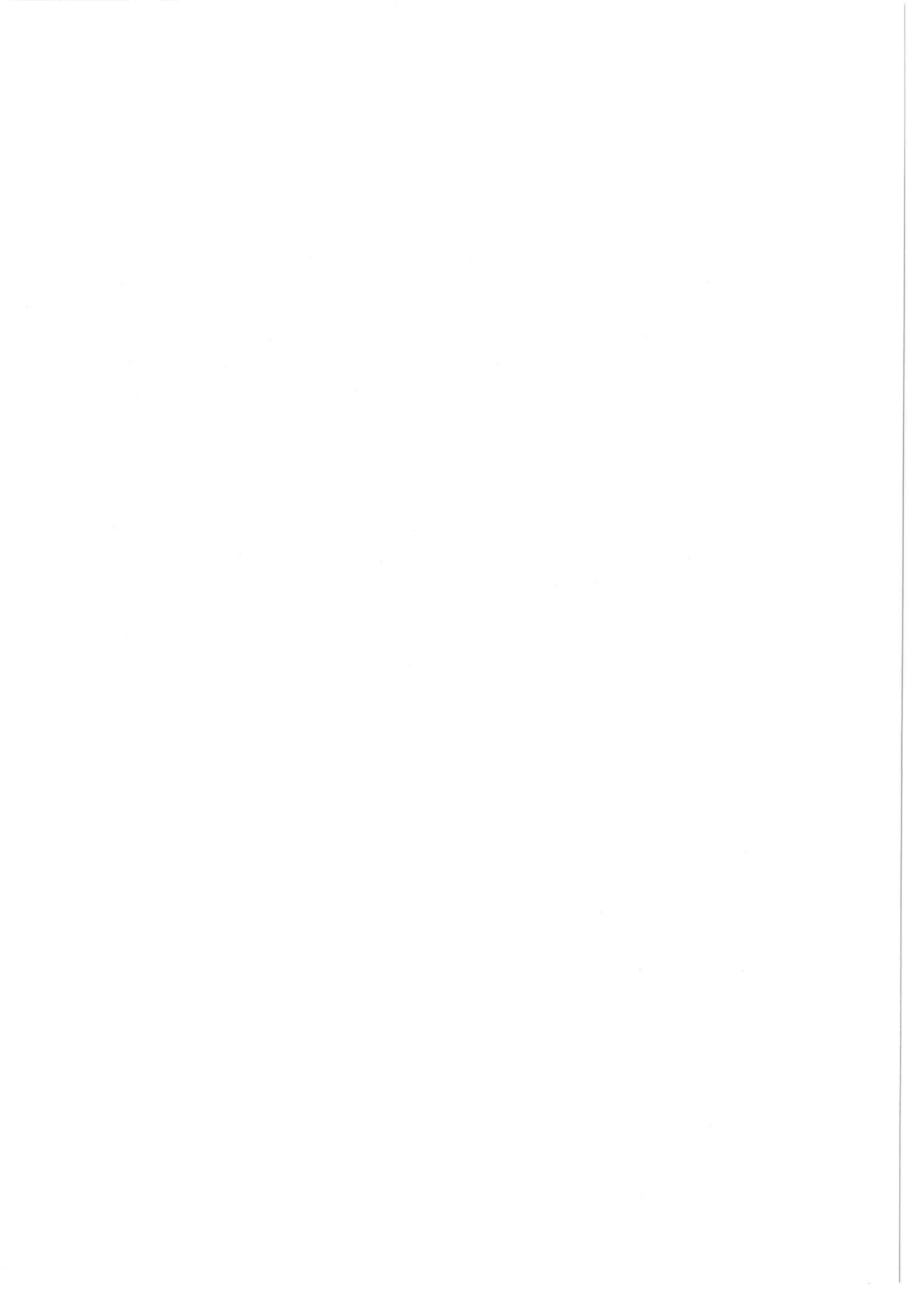
Les cibles utilisées pour la transmutation requièrent des matériaux de conditionnement ayant une tenue mécanique et une conduction thermique satisfaisantes pour résister aux très fortes doses d'irradiation neutronique auxquelles ils seront soumis. De plus, ces matériaux ne doivent pas induire à leur tour des produits d'activation gênants ni des phénomènes de fragilisation ou de corrosion rédhibitoire pour le gainage. Ces recherches seront menées en concertation avec celles déjà en cours dans le domaine des matériaux par le GdR GEDEON*.

• Thème 5 : Modélisation atomistique et dynamique moléculaire

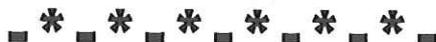
Actuellement, les méthodes de simulation atomistique deviennent progressivement un outil à part entière dans les sciences des matériaux. Les méthodes « *ab initio* » et de dynamique moléculaire reposent sur des principes simples et permettent de traiter à des degrés divers tous les atomes du tableau périodique ; elles sont aujourd'hui capables d'expliquer et de prédire la plupart des propriétés physiques et chimiques des matériaux. Ces méthodes pourraient être utilisées, en appui des méthodes expérimentales, pour :

- a) calculer les structures, les énergies de formation des nouveaux matériaux, et les concentrations de défauts intrinsèques dans les solides,
- b) étudier la stabilité des défauts extrinsèques, c'est-à-dire les impuretés insérées dans le réseau,
- c) caractériser les processus de diffusion par des calculs d'énergie d'activation,
- d) déterminer l'influence des dégâts causés par l'irradiation.

* Terme défini dans le glossaire



GLOSSAIRE



Aar - Massif montagneux en Suisse (massif de l'Aar - Gothard) dans l'Oberland Bernois - lieu d'implantation du laboratoire méthodologique de Grimsel de la CEDRA-NAGRA.

ABRICOT - Logiciel de calcul utilisé par l'IPSN pour modéliser les transferts des radionucléides dans la biosphère jusqu'à l'homme.

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 - La Hague.

Acide cétomalonique - diacide organique de formule C₄ O₅ H₅.

Acides humiques et fulviques - Composés organiques naturels présents dans les sols et les eaux qui possèdent des propriétés de complexation. Les acides fulviques, dont les molécules sont de taille plus petite que celles des acides humiques, peuvent participer ainsi au transport des radionucléides sous forme de colloïdes.

ACTINEX - Programme à long terme (échéance industrielle de vingt à trente ans) pour étudier des procédés de séparation des radionucléides à vie longue (ACTINEX SEPARATION) de transmutation de ces éléments (ACTINEX TRANSMUTATION). Ce programme, piloté par le CEA, fait partie de l'axe 1 des recherches de la loi du 30 décembre 1991.

Actinide - Élément chimique radioactif naturel ou artificiel, de numéro atomique compris entre 89 (actinium) et 103 (Lawrentium)

Activité labile - Terme qui caractérise l'activité radioactive mobilisée facilement à partir des déchets, par exemple lors du contact avec l'eau.

ADM. - Atelier de Décontamination de Marcoule.

Adulaire - Variété minéralogique de l'orthose qui est un feldspath potassique.

AEA - Atomic Energy Authority - Autorité de l'Energie Atomique du Royaume-Uni (voir UKAEA).

AEC - Atomic Energy Commission - Commission à l'Energie Atomique des USA (voir USAEC).

AECB - Atomic Energy Control Board - Commission de contrôle de l'énergie atomique - CANADA - voir CCEA

AECL - Atomic Energy of Canada, Limited - L'Energie Atomique du Canada, Limitée - voir EAEL.

AEC/RWA - Atomic Energy Council/RadWaste Administration - Conseil de l'énergie atomique/Administration des déchets nucléaire (Taïwan).

AEN - Voir définition OCDE

AGATE - Atelier de Gestion Avancée et de Traitement des Effluents. Future installation de Cadarache dont la mise en service est prévue en 2005.

Ahaus - Site d'entreposage de surface de combustibles irradiés (Allemagne - Rhénanie - Westphalie).

AIDA-MOX - Programme inter-gouvernemental franco-russe destiné à utiliser le plutonium métallique issu du démantèlement des armes russes sous forme d'oxyde (1994).

AIEA - Agence Internationale de l'Energie Atomique - Vienne - Autriche - Organisme dépendant de l'ONU.

ALARA - As Low As Reasonably Achievable - niveau de radioactivité le plus faible qu'il soit possible d'atteindre dans la pratique (meilleur compromis entre le risque, la technique et l'économique).

Albo-cénomanién - Formation géologique formée de graviers et sables soudés entre eux ; elle fait partie du crétacé et est âgée de 96 millions d'années.

Alcalin - Qualifie l'ensemble des métaux dits alcalins (lithium, sodium, potassium, rubidium, césium, francium) ; leur réaction avec l'eau produit une solution alcaline.

Alcalino-terreux - Qualifie l'ensemble des métaux alcalino-terreux qui sont le calcium, le strontium, le baryum et le radium ; leur réaction avec l'eau conduit à une solution alcaline et à un hydroxyde.

ALCESTE - Désigne une cellule de caractérisation de colis de déchets nucléaires de faible et moyenne activité située dans l'INB 156 (CHICADE) mise en service en 1997 - CEA Cadarache.

ALMR - Advanced Liquid Metal Reactor (réacteur à métal liquide de type avancé) développé par Général Electric - USA.

Âme de graphite - Élément en graphite qui entoure le combustible nucléaire de certains réacteurs UNGG ; cet élément accompagne le combustible ; il est enlevé puis broyé avant l'extraction et le dégainage du combustible.

An - Abréviation pour désigner les actinides.

ANDRA - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs.

Anhydrite - Sulfate naturel anhydre de calcium, plus dur que le gypse.

ANL - Argonne National Laboratory (laboratoire national d'Argonne aux Etats-Unis).

ANSTO - Australian Nuclear Science and Technology Organization - Organisation australienne pour la science et la technologie nucléaires.

ANTEA - Filiale du Bureau des Recherches Géologiques et Minières (BRGM) qui exécute en sous-traitance de l'ANDRA de nombreux travaux sur les sites et en laboratoires.

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. Les différentes espèces dérivent de nombreuses substitutions possibles soit des groupements OH, soit du phosphore soit du calcium. Ils possèdent de fortes propriétés de sorption pour de nombreux éléments susceptibles de migrer dans la géosphère. Ils peuvent être utilisés comme matrice de confinement par exemple, l'apatite iodovanadoplombeuse : composé spécifique pour le piégeage de l'iode.

APM - Atelier Pilote de Marcoule - Installation créée en 1988 pour les études des combustibles futurs et de leur retraitement (CEA)

AQUABIOS - Logiciel de calcul utilisé par l'ANDRA destiné au calcul de la dose engagée par l'homme à partir des radionucléides émis dans la biosphère et véhiculés par la chaîne alimentaire.

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

ARMINES - Association de Recherche sous contrat qui gère les contrats de recherche du réseau des Ecoles des Mines.

Åspö - Site d'implantation d'un laboratoire souterrain méthodologique : HRL - Hard Rock Laboratory - Suède.

Asse - Ancienne mine de sel en Basse Saxe - Site expérimental de dépôt de déchets radioactifs qui a servi en tant que tel jusqu'en 1978 pour les déchets de faible et moyenne activité en Allemagne.

ATALANTE - Atelier Alpha et Laboratoires Analyses, Transuraniens et Etudes de retraitement - Installation CEA de Recherche et Développement sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc...). Permettra de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux tranches ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet en 1985, construction achevée de Atalante 1 en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

ATM - Atelier Tritium Marcoule

ATW - Accelerator Transmutation of nuclear Waste - Projet de transmutation proposé par le Laboratoire National de Los Alamos (LANL) qui est basé sur l'utilisation d'un accélérateur de haute intensité pour la transmutation dans un réacteur sous-critique à sels fondus.

AVM - Atelier de Vitrification de Marcoule - Installation de vitrification des calcinats de produits de fission et d'actinides radioactifs en continu, mise en service en 1978 (Marcoule).

Azoture - Sel de l'acide nitrique azothydrique.

Barents - Mer de l'Océan Arctique dans laquelle plusieurs sous-marins russes ont été immergés notamment à Mourmansk dans la Presqu'île de Kola.

¹¹B₄ C - Carbure de bore 11. Matériau utilisé comme modérateur de flux neutronique.

BEMBIN - Banc d'Etude Modulaire pour la recherche de Base en Incinération - Installation du CEA à Marcoule.

Benken - Village suisse situé dans le canton de Zürich (Zürcher Weinland) aux confins du canton de Schaffhouse ; dans ce village ont débuté les forages pour caractériser les argiles à opalinus, formation cible dans l'argile retenue par la CEDRA-NEGRA pour le stockage profond.

BERTIN - Société d'ingénierie et de conception impliquée dans les travaux de l'ANDRA.

BGR - Bundesanstalt für Gewissenschaften und Rohstoffe - Institut fédéral des sciences de la terre et des matières premières (Allemagne).

Bimusthate - Anion de formule BiO_3^- où le bismuth est à la valence 5. C'est un oxydant puissant ; dans la réaction d'oxydation le bismuth passe à la valence 3.

BIOMASS - BIOsphere Modelling and ASSessment - Programme de travail mis en place à l'AIEA pour la modélisation des biosphères et le choix des biophères de référence.

BIOMVS - BIOspheric Model Validation Study - Etude de validation des modèles de la biosphère.

Bis-triazinyl-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.

BLAS - Bibliothèque Logiciel BAs niveau pour les opérations courantes en calcul scientifique. Celle-ci est optimisée par chaque constructeur pour sa machine.

BMFT - BundesMinisterium für Forschung und Technologie - Ministère Fédéral de la Recherche et de la Technologie (Allemagne).

BN - 350, 600 et 800 - Types de réacteurs à neutrons rapides russes (oxyde de plutonium). En russe, B signifie Rapide et N signifie Neutrons.

BNEN - Bureau de Normalisation d'Equipements Nucléaires - Organisme sous l'égide de l'AFNOR qui regroupe AFCEN, CEA, COGEMA, EDF, FRAMATOME - NOVATOME, SGN, créé en 1970.

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

BO - Barrière ouvragée.

BOR - Barrière Ouvragée de Remplissage (concerne le stockage profond des déchets).

BOR - 60 - Réacteurs de 60 MWé et combustible russe ; il s'agit du réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de Dimitrovgrad. En russe, B signifie Rapide, O signifie Oxydes et R signifie Réacteur.

BOS - BOrehole Sealing - Essai de scellement du forage mené dans le laboratoire de Grimsel (Suisse).

BPR - Bétons à Poudres Réactives - Bétons aux performances exceptionnelles par rapport aux bétons traditionnels en matière de ductilité et de résistance à la compression et à la traction (Groupe Bouygues, France).

BR2 - BR3 - Belgian Reactor - Réacteurs expérimentaux thermiques d'essais de matériaux à très haut flux neutronique situé à Mol (Belgique). On y a testé les premiers combustibles MOX.

BRGM - Bureau de Recherches Géologiques et Minières ; administration qui dépend du Ministère de l'Industrie ; le siège est situé à Paris.

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

Bure - Commune située dans le département de la Meuse ; c'est sur son territoire que sera construit le laboratoire de qualification du site de l'Est.

CAC - Conteneur Amiante Ciment ; ce conteneur est réalié en utilisant un mélange amiante et de ciment ; il est destiné au blocage des déchets technologiques de l'Usine UP₃ de La Hague.

CACTUS - ChAracterization of Clay under Thermal loading for Underground Storage - Caractérisation de l'argile sous charge thermique pour le stockage profond.

Calcinats de produits de fission - Les solutions de produits de fission renferment les actinides mineurs et de faibles traces de plutonium et d'uranium (environ 0,1 %), issues du retraitement ; elles sont calcinées après ajout de divers composés (première étape du procédé de vitrification), puis le calcinat est mélangé à de la fritte de verre et le mélange est porté en fusion (deuxième étape du procédé de vitrification). Les calcinats de produits de fission dont il est question dans le texte désignent les résidus que l'on obtiendrait à l'issue de la première étape de vitrification avec ou sans ajouts des composés.

Calixarène - Famille de molécules organiques ayant une forme de calice qui comprend des groupements aryles (C₆H₄) et des groupements arènes (CH₂) sur lesquels on peut greffer des radicaux fonctionnels spécifiques destinés à la complexation de certains éléments. On les dénomme aussi molécules-cages.

Calorimétrie - technique basée sur la mesure de chaleur émise (ou absorbée) lors d'une réaction chimique.

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 Alliajes METaLliques par des métaux Liquides (Groupe de travail du GdR Gédéon).

CANDU - CANAdian Deuterium - Uranium Reactor - modèle de réacteur canadien, où le caloporteur et le modérateur sont de l'eau lourde.

CAPRA - Consommation Accrue de Plутonium dans les réacteurs RApides - programme de recherche du CEA qui vise à étudier la faisabilité de réacteurs rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée.

CASCAD - CASemate CADarache : installation d'entreposage à sec de combustibles nucléaires irradiés à Cadarache.

CASTEM 2000 - Ensemble de codes de calcul développés par le CEA dans les domaines de la mécanique et de la thermique des réacteurs à eau sous pression et applicables dans d'autres domaines.

Catalyse - Domaine de la chimie dédié à l'étude des vitesses de réaction dont la modification est liée à la présence de certaines substances (catalyseurs) qui se retrouvent intactes à la fin de la réaction ; la mousse de platine constitue un catalyseur utilisé fréquemment en chimie.

CATSIUS-CLAY - CAlculation and TeStIng of behaviour of UnSaturated CLAY - (Calcul et test pour le comportement de l'argile en milieu non saturé).

CBFC'2 - Conteneur de Béton Fibre Coque du type 2 utilisé à UP₃ La Hague pour les déchets technologiques.

CCE - Commission des Communautés Européennes ; aujourd'hui on utilise le sigle U.E. (Union Européenne) pour désigner l'Europe formée par les 15 Etats membres.

CCEA - Commission de Contrôle de l'Energie Atomique au Canada - Voir aussi CCEA.

CCR - Centre Commun de Recherche ; désigne les centres de recherches placés sous la tutelle de l'Union Européenne comme Petten (Pays-Bas) - ITU de Karlsruhe (Allemagne) - Ispra (Italie).

CDE - Cessation Définitive d'Exploitation ; cette opération implique la cessation d'utilisation d'une installation et nécessite le retrait des matières nucléaires et l'évacuation des déchets d'exploitation.

CDS - Conditionnement des Déchets Solides : ensemble des unités et bâtiments de Marcoule qui ont pour vocation la reprise, le traitement et le conditionnement des déchets solides.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CEDRA - Centre d'Entreposage des Déchets Radioactifs : installation d'entreposage prévue à Cadarache pour l'ensemble des déchets du CEA destinés au stockage géologique. (à ne pas confondre avec NAGRA-CEDRA cf. cet acronyme)

C/E Cimentés - Coques et Embouts cimentés (déchets produits à La Hague) (voir aussi coques et embouts).

Célestine - Sulfate de strontium - Sr SO₄

CELESTINS - Réacteurs expérimentaux (1 et 2) pour l'étude des combustibles mixtes (CEA - France) - Actuellement dédiés à la production de tritium et de certains radionucléides à usage médical.

CEN - Centre d'Etudes Nucléaire du CNRS IN2P3 de Bordeaux - Gradignan.

Céramiques - Composés minéraux élaborés à haute température par frittage. Ces matériaux sont à l'étude pour le conditionnement des déchets car ils permettent d'incorporer des radionucléides dans leur structure.

CESAR - Code de calcul destiné à évaluer les caractéristiques des combustibles irradiés (masse d'actinides, de produits de fission, d'activation) et leur évolution dans le temps. Le code actuellement utilisé est CESAR 4.

CEREM - Centre d'Etudes et de Recherches sur les Matériaux du CEA de Grenoble.

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

CFR - Code of Federal Regulations (code de réglementation aux Etats-Unis).

CF1 - Conteneur Fonte : c'est le sigle retenu pour les conteneurs fabriqués à partir de la fonte recyclée.

Chalcogène - Qualifie l'ensemble des métalloïdes tels que le soufre, le sélénium et le tellure.

Chaos - Théorie de mathématique utilisé pour caractériser la turbulence.

Chelatan - Se dit d'une molécule qui possède deux atomes donneurs d'électrons rapprochés susceptibles de capter un ion qui se trouve ensuite pris comme dans une pince.

Chemise de graphite - Elément de graphite qui entoure la gaine en magnésium des combustibles de certains réacteurs UNGG. Lors du retraitement l'élément combustible est d'abord débarrassé de la chemise de graphite avant son dégainage qui met à nu le combustible.

CHI - Conteneur de Haute Intégrité - Ce conteneur est prévu pour un entreposage de déchets nucléaires en vrac non réactif.

CHICADE - CHimie et CAractérisation des DEchets de faible et moyenne activité - INB 156, destinée à des procédés de traitement et de conditionnement de déchets ; autorisation de création 1993 ; mise en service en 1994 - CEA Cadarache.

Chlorite - Minéral argileux.

CHON - Désigne des molécules organiques qui ne renferment que du carbone (C), de l'hydrogène (H), de l'Oxygène (O) et de l'azote (N) ; elles sont généralement incinérables et ne donnent que H₂O, CO₂, NO_x comme produits de réaction.

CHP - Conteneur de Haute Performance ; ce conteneur se caractérise par sa durabilité et constitue, à lui seul, une barrière.

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

Cigar lake - Site minier au Canada (Saskatchewan) caractérisé par une très forte teneur en uranium du minerai (20 % en moyenne) et considéré comme un analogue naturel d'un stockage de combustibles usés (UOX).

CINTRA - Cellule d'Interrogation Neutronique Thermique Rapide ; maquette de l'appareillage de mesure pour les activités dans l'atelier de compactage des coques et embouts.

CIPR - Commission Internationale de Protection Radiologique (ICRP - International Commission on Radiological Protection).

CLAB - Installation suédoise de stockage provisoire centralisé du combustible irradié (Suède).

CLAY-CLUB - Groupe de Travail de l'Agence à l'Energie Nucléaire de l'OCDE, rattaché au Groupe on Site Evaluation and Design of Experiments for Radioactive Waste Disposal (SEDE) ; il examine les mesures et les transferts d'eau dans les argiles.

CLC - Ciment au Laitier et aux Cendres qui contient 20 à 64% de clinker ; 18 à 50% de cendres volantes et 18 à 50% de laitier.

CLI - Commission Locale d'Information créée par la circulaire Mauroy en 1981 et mise en place par la loi du 30 décembre 1991 sur chaque site retenu par la médiation du Député Christian BATAILLE pour l'implantation éventuelle de laboratoires souterrains.

CLOVIS - Cellule blindée pour les études sur des verres radioactifs – Marcoule.

CLTC - Comportement à Long Terme des matrices et des Colis ; programme du CEA orienté vers les problèmes d'entreposage de longue durée (axe 3 de la loi).

Cluster – Groupement d'atomes individualisés au sein d'un solide qui lui confère certaines propriétés particulières telles que spectroscopiques.

CMPO – Oxide de CarbamoylMéthylPhosphine (sigle générique) ; la molécule utilisée est l'oxyde d'octyl-phényl N, N di-isobutyl. Cette molécule est utilisée dans le procédé TRUOX.

CNAM – Conservatoire National des Arts et Métiers.

CNE – Commission Nationale d'Evaluation

CNES – Centre National d'Etudes Spatiales.

CNRS - Centre National de la Recherche Scientifique.

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.

CORBA - Norme de communication de données entre différents procédés de calcul.

CODEM/GIE - Conditionnement des Déchets Marcoule/Groupement d'Intérêt Economique rassemblant EDF – CEA – COGEMA pour l'assainissement de l'Etablissement de Marcoule – UP1.

Coffinite - Minerai d'uranium (silicates d'uranium).

COGEMA - Compagnie Générale des Matières nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

COGEMA INC. - Filiale de COGEMA ayant en charge le gisement de Cigar Lake (Saskatchewan, Canada).

Commission CASTAING - Du nom de son Président, cette Commission désigne en fait 3 groupes de travail qui ont successivement, à la demande des Pouvoirs Publics, évalué la gestion des combustibles irradiés (1981-1982), le Programme général de gestion des déchets radioactifs proposé par le Commissariat à l'énergie atomique (1983), et enfin les Recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs (1983-1984). Une nouvelle Commission CASTAING a été créée le 11 septembre 1995 pour l'évaluation de SUPERPHENIX comme outil de recherche. Le rapport a été remis le 20 juin 1996.

Commission d'évaluation environnementale – Commission de l'Agence canadienne d'évaluation environnementale qui examine la gestion des déchets et le concept de stockage des combustibles nucléaires – Créée le 1^{er} décembre 1989, elle est rattachée au Ministre de l'Environnement.

Commission GOGUEL - Du nom de son Président, cette Commission a été mise en place en 1987 pour définir les critères à respecter pour le stockage profond des déchets radioactifs.

Commission Hare - Du nom de son Président, cette Commission a établi, pour le Canada, en 1977, les besoins pour le stockage profond des déchets radioactifs et a recommandé la recherche d'un site pour un stockage géologique.

Complexant - Se dit d'une molécule conduisant à la formation d'un complexe généralement à partir d'un cation ; dans l'entité ainsi formée les cations perdent leurs propriétés individuelles.

Contrainte déviatorique - Ecart entre la contrainte moyenne qui résulterait d'un champ de pression uniforme et homogène moyen équivalent, et la contrainte observée.

Coques C7 - Coques cylindrique pour les déchets technologiques avec une fermeture par du béton renforcé par des fibres.

Coques et embouts - Déchets de structure provenant des assemblages de combustible nucléaire principalement des morceaux de gaines de zircaloy, des têtes et des pieds en acier inoxydable ou en inconel.

COREIS - Compagnie de Recherches, d'Ivestigations et de Sondages (87640 - RAZES).

COVRA - Central Organisation for Radioactive Waste - Organisation centrale chargée des déchets radioactifs des Pays-Bas.

CPA - Ciment PortlAnd renfermant au moins 95% de clinker (le clinker résulte de la calcination d'un mélange de calcaire et d'argile à 1450°C).

CPO - ensemble ou "palier" de tranches nucléaires de production ou d'électricité composé de réacteurs à eau sous pression de 900 MWé mis en service entre 1978 et 1980 ; ils sont au nombre de 6.

CP1 - ensemble ou "palier" de réacteurs de 900 MWé mis en service entre 1980 et 1985 ; ils sont au nombre de 18 et sont moxables.

CP2 - ensemble ou "palier" de réacteurs de 900 MWé mis en service entre 1983 et 1988 ; ils sont au nombre de 10 et sont moxables.

CREGU - Centre de Recherche sur la Géologie des matières premières Minérales et Energétiques - Nancy - (G2RME)

Crétacé - Age géologique du secondaire s'étendant sur une période comprise entre 135 et 65 millions d'années.

Creuset froid - Technique utilisant un creuset de fusion qui permet de fondre des produits solides tout en maintenant ses parois froides afin d'éviter les phénomènes de corrosion ; les parois sont 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).

Cruas - Centrale nucléaire EDF située dans l'Ardèche dont la caractéristique est l'utilisation d'un combustible UOX appelé URE fabriqué à partir d'uranium de retraitement réenrichi par ultracentrifugation à un taux de 4,1 % ; 2 charges annuelles sont utilisées.

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

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 fermé et en phase de surveillance.

CSN - Consejo de Seguridad Nuclear (Conseil de Sûreté Nucléaire) Espagne.

CSP - Centre de Stockage Profond.

CSSIN - Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (France).

CST-GD - Commission Scientifique et Technique pour les questions relatives à la Gestion des Déchets, créée en 1984, et est placée auprès du Conseil Scientifique du CEA ; elle jouait le rôle de conseil scientifique de l'ANDRA avant la loi du 30 décembre 1991 par laquelle l'ANDRA devint un EPIC.

C3P - Comportement à long terme des Colis dans les environnements du Champ Proche : qualifie un programme développé par le CEA dans le cadre de l'axe 2 et 3 de la loi de 1991.

Culots de fusion - Résidus de la fusion des cibles d'aluminium après avoir extrait le tritium (réacteurs célestins - Atelier de tritium de Marcoule).

Cyanex 301 - Ester dérivé d'un acide phosphinique avec substitution de deux atomes d'oxygène par le soufre ; c'est l'acide (2,4,4 triméthylpenthyl) dithiophosphinique de formule $(C_8H_{17})_2(SH)P=S$.

Cyanure - Sel de l'acide cyanhydrique (HCN) ; les sels d'alcalins sont toxiques comme le cyanure de potassium (KCN).

D2O - Eau lourde ; eau où l'hydrogène (H) est remplacé pour un de ses isotopes lourd, le deutérium (D).

DAIE - Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation pour les laboratoires souterrains ; les conditions administratives pour ces demandes sont précisées dans l'arrêté du 16 juillet 1993 - Désigne généralement l'ensemble des documents soumis à l'enquête publique par l'ANDRA.

DAM - Direction des Applications Militaires du CEA.

DAMRI - Département des Applications et de la Métriologie des Rayonnements Ionisants de la Direction des Techniques Avancées du CEA.

DCC - Direction du Cycle du Combustible du CEA.

DDSN - Directeur Délégué à la Sûreté Nucléaire ; dépend du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique responsable de la sûreté dans les Installations Nucléaires de Base Secrètes (INB - S) dépendant du Ministère de la Défense et de l'Industrie.

Déchets - Au sens de l'article n°1 de la loi n° 75-633 du 15 juillet 1975 modifiée, est considéré comme un déchet tout résidu d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, toute substance, matériau, produit ou plus généralement tout bien meuble abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon.

Déchets de catégorie A - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs $\beta\gamma$ à vie courte ou moyenne (période ≤ 30 ans) et des émetteurs α en faible quantité ($\leq 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t limite de l'activité α après 300 ans).

Déchets de catégorie B - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs α en quantité importante (> 3,7 GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité α , et en moyenne excepté pour des radionucléides spécifiques, < 370 GBq/t ou 10 Ci/t en activité $\beta\gamma$).

Déchets de Catégorie C - Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent 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 $\beta\gamma - \alpha$).

Déchets ultimes (loi 75.663 du 17/07/75 et 92.646 du 13/07/92) - " Est ultime au sens de la présente loi (92.646) un déchet, résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est pas susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux ". A compter du 1^{er} juillet 2002, les installations d'élimination des déchets par stockage ne seront autorisées à accueillir que des déchets ultimes ".

Déclassement d'une installation nucléaire - 3 étapes administratives sont nécessaires pour arriver au démantèlement final.

Le déclassement est prononcé à l'issu :

- de la Cessation Définitive d'Exploitation (CDE) : décision d'arrêt accompagnée de l'évacuation de tous les déchets d'exploitation,
- de la Mise à l'Arrêt Définitif (MAD) : correspond au niveau 1 de la classification de l'AIEA (voir niveaux de démantèlement),
- du DEMantèlement (DEM) selon les niveaux 2 ou 3 de la classification de l'AIEA (voir niveaux de démantèlement).

DECOVALEX - Développement of Coupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation. Projet coopératif impliquant 7 pays et 14 équipes de chercheurs sur le développement des modèles couplés et leur validation à partir d'expériences pour le confinement des déchets nucléaires.

Dégainage - Désigne l'opération qui consiste à séparer l'élément combustible de sa gaine (magnésium, zircaloy, inox...) ; désigne aussi l'atelier où s'effectue cette opération ; l'atelier de dégainage de Marcoule sert aujourd'hui d'entreposage à certains déchets issus du dégainage (graphite, magnésium...).

DEM - DEMantèlement : programme de Marcoule pour l'Usine UP₁ qui sera consécutif à la mise à l'arrêt définitif qui a débuté en 1998.

DIAMEX - Procédé de séparation des actinides et des lanthanides utilisant comme extractant une diamine de la série des malonamides. Procédé développé à ATALANTE - Marcoule.

Diamide - famille de molécules organiques du type $(R_2NCO)_2$ où R est constitué de groupements d'atomes de carbone et d'hydrogène.

Diatomées - Algues unicellulaires entourées d'une coque siliceuse ; les massifs d'algues broyés sont utilisés comme matériaux de filtration (filtres à diatomées).

DIDPA - Diester dérivé de l'alcool dodécyclique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

Diethylamide - molécule organique de formule $(C_2H_5)_2NCO$.

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 rayons X par l'échantillon et l'analyse et s'effectue en mesurant la direction et l'intensité des maximums de diffraction.

DIFFUZON - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation phénoménologique ainsi que la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive.

DIFFU-CA - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation simplifiée et la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive (chimie du calcium de la portlandite et des CSH).

DIMITRIO - Code de calcul pour modéliser les mécanismes d'altération des matrices verres (thermomécanique et chimique)

Dithiophosphinique - Molécule acide du type $RR'(SH)P=S$ comportant deux atomes de soufre donneurs ; elles sont utilisées pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

Diluant aliphatique - Qualifie un solvant qui ne renferme pas de molécules aromatiques sensibles aux rayonnements ionisants et ne présente pas d'instabilité thermique. Ce sont en général des hydrocarbures à longue chaîne.

DMDBTDMA - Malonamide utilisée pour l'extraction des actinides ; c'est le diméthyldibutyltétradécylmalonamide.

DMDOHEMA - diméthyldiocylhexylethoxymalonamide - malonamide utilisé pour l'extraction des actinides et lanthanides.

DOE - Department Of Energy - Département de l'Energie des Etats-Unis dont dépend l'office chargé de la gestion des déchets radioactifs d'origine civile (OCRWM) - Voir cet acronyme.

Dogger - Age géologique du secondaire appartenant au Jurassique moyen s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

Domérien: sous-étage supérieur du Pliensbaschien qui est un étage stratigraphique du Jurassique inférieur [A. Oppel, 1858, stratotype défini à Pliensbach, Wurtemberg] regroupant le Carixien et le Domérien (âge : 194 à 187 millions d'années [Odin 1990-94]).

Dounreay - Site en Ecosse sur lequel est construit une usine de retraitement dépendante de l'UKAEA (Grande-Bretagne) ; ce site abrite aussi un réacteur à neutrons rapides et deux réacteurs de recherche.

DOVITA - Dry reprocessing Oxide fuel Vibropac-Integral Transmutation of Actinides (procédé de retraitement par voie pyrométallurgique - dite voie sèche- des combustibles compactés par vibration pour une transmutation intégrale des actinides) . Ce procédé est développé par le RIAR de Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

DPRE - Département de Protection de l'Environnement (IPSN).

DRN - Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA.

DRYPAC - Procédé thermique pour traiter les boues de coprécipitation et les résines échangeuses d'ions de Sellafield - Royaume-Uni.

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.

DTPA : Diethylène Triamino Pentacétic Acid - Molécule complexante du plutonium utilisée pour faciliter l'élimination du plutonium du corps humain en cas de contamination interne.

Duke Energy - Société productrice d'énergie électrique de l'est des Etats-Unis dont les réacteurs sont susceptibles de recevoir des combustibles MOX fabriqués à partir du plutonium militaire.

DUPLEX - Réacteur à eau ordinaire dont le cœur est constitué d'assemblages hétérogènes formé de crayons MOX et de crayons UOX standards. Ce concept permet d'envisager le multirecyclage du plutonium en REP.

EACL - Energie Atomique du Canada, Limitée - Voir en anglais AECL

EBR II - Experimental Breeder Reactor, 1964-1994 (réacteur rapide expérimental) Idaho Falls - USA.

ECDA - Entreposage et Conditionnement des Déchets Alpha ; bâtiment d'entreposage situé à Marcoule.

ECORS - Etude de la croûte terrestre en France par méthode sismique - Programme initié par l'IFP et l'Institut National d'Astronomie et de Géophysique.

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.

EIP - Entreposage Intermédiaire Polyvalent : installation d'entreposage en cours de construction à Marcoule pour accueillir l'ensemble des déchets B du site (déjà conditionnés ou qui le seront après reprise et traitement ainsi que les déchets de démantèlement) destinés au stockage géologique . L'autorisation de construction pour les premières alvéoles a été donnée le 7 août 1997 et sa date de mise en service est prévue pour fin 1999 ; cette installation prévoit la construction successive de 16 modules environ.

EIS - Environmental Impact Statement : dossier d'impact sur l'environnement.

EL3 - Première pile expérimentale française d'énergie non nulle utilisant le CO₂ comme fluide caloporteur ; elle a fonctionné de 1957 à 1979 au CEA de Saclay.

EL4 - Prototypage industriel de réacteur de puissance à eau lourde comme modérateur et caloporteur (EDF - CEA) 1966 - 1985 démantèlement en cours depuis 1994 - Brennilis.

ELB3 - Conteneur utilisé en Allemagne pour le conditionnement et le stockage des combustibles ; ce conteneur contient trois assemblages.

ELAN II B - Installation implantée à La Hague qui a été utilisée pour la fabrication de sources scellées de césium, début du démantèlement en 1981.

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

Energy and Natural Resources Committee - Commission pour l'Energie et les Ressources Naturelles ; Commission du Sénat des Etats-Unis impliquée dans le domaine de l'énergie nucléaire et présidée par le sénateur MURKOWSKI.

ENRESA - Empressa Nacional de Residuos Radioactivos SA (Entreprise Nationale chargée des Déchets Radioactifs) - Espagne.

ENSG - Ecole Nationale Supérieure de Géologie de Nancy.

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

Entreposage de surface - C'est un entreposage construit à la surface du sol constitué généralement de puits ou alvéoles enterrés surmontés d'un bâtiment qui assure les utilités et la conduite de l'installation. Il existe en France plusieurs entreposages de ce type : CASCAD à Cadarache, les entreposages de verres, bitumes et déchets technologiques à La Hague ; deux entreposages nouveaux de ce même type sont prévus ou en cours de construction : EIP à Marcoule, CEDRA à Cadarache.

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

Entreposage convertible en stockage profond - C'est la désignation proposée par certains acteurs de la loi, pour le stockage géologique réversible ; les ouvrages construits à quelques centaines de mètres de profondeur seraient considérés durant la phase d'exploitation et jusqu'à la décision de la fermeture comme un entreposage qui serait transformé en stockage géologique après la décision de fermeture.

Environnement polyphasique - désigne une succession de couches d'un stockage géologique qui ont chacune des propriétés spécifiques (perméabilité, diffusion, rétention ...).

Epées (UNGG) - Barres de fer des réacteurs UNGG faisant office de barres de contrôle pour piloter la puissance du réacteur.

EPA - Environment Protection Agency - Agence de protection de l'environnement (Etats-Unis) - Elle est chargée d'établir les standards pour le stockage des déchets.

EPR - European Pressurized water Reactor - Projet franco-allemand initié en 1992.

Equations de Navier - Stokes - Equations fondamentales de la mécanique des fluides.

ESS - European Spallation neutron Source - source européenne de neutrons pour la spallation ; 5 MW avec un faisceau pulsé.

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.

Eutectique - mélange de sels dont le point de fusion est plus faible que celui de chacun des composants élémentaires.

EVEGAS - European Validation Exercise of GAS migration models through geological media - Exercice européen de validation des modèles de migration de gaz dans les milieux géologiques.

EVEREST - Evaluation of Elements Responsible for the Equivalent Doses Associated with the Final SStorage of the Radioactive Waste. - Projet des Communautés Européennes ; exercices de sûreté pour évaluer l'impact des stockages géologiques des déchets nucléaires dans différents sites. Cet exercice s'est terminé en 1997.

EVT7 - Extension de l'Entreposage Verres de T7 ; cet entreposage pour les verres fabriqués à T7 (UP2 800) comporte actuellement 2 modules pouvant contenir chacun 2 160 colis de verres ; la place pour 12 modules est réservée. Cet entreposage est réservé aux verres dont la puissance thermique est inférieure à 1 kW/Colis.

EXAF - Extended X-Ray Absorption or Fluorescence- Absorption ou fluorescence par émission de raies X.

EXRF - Extended reflection X Ray Fluorescence - fluorescence par réflexion des raies X).

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. Dans le retraitement cet appareillage permet de diminuer la radiolyse de la phase organique renfermant les molécules extractantes.

Facteur de dose - Rapport entre la dose efficace engagée et l'activité incorporée par ingestion ou inhalation d'un radionucléide ; il est exprimé en Sv Bq⁻¹. Il dépend de l'âge. Les valeurs de référence sont données par la CIPR.

FA/MA - Expression désignant les déchets de Faible Activité et de Moyenne Activité.

Fangataufa - Atoll de Tuamotu en Polynésie Française ; site où se sont déroulés des explosions nucléaires aériennes puis souterraines.

FAST - Scénario de stabilisation du plutonium dans un parc constitué uniquement de réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en mode incinérateur.

FEAT - Nom de la première expérience de Carlo RUBBIA au CERN en 1995 démontrant l'amplification d'énergie dans un système hybride.

FESEX - Full-scale Engineered Barrier EXperiment - expérimentation à échelle 1 d'une barrière ouvragées - essai mené dans le laboratoire du Grimsel - Suisse.

FEP - Faits, Evènements et Processus : ces données sous forme de fiches sont utilisées pour la description des scénarios envisagés dans les évaluations et les analyses de sûreté.

Ferrocyanure - Sel complexe à base de cyanure et de fer divalent renfermant un anion de formule [Fe (CN₆)]⁴⁻. Dans l'industrie nucléaire le ferrocyanure de potassium est utilisé dans le traitement des effluents.

FI - Faiblement Irradiant - catégorie de déchets B définie pour l'entreposage CEDRA de Cadarache ; elle concerne principalement les déchets alpha.

Fils de selle - Fils en acier inoxydable utilisés pour assembler les chemises de graphites renfermant les éléments combustibles de certains réacteurs UNGG comme Chinon ou Vandellos (Espagne). Ces fils de selle enlevés avant le retraitement constituent des éléments très activés.

Filtres à iode - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iode dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iode 129 (émetteurs β à vie longue).

Fines de dissolution - Eléments métalliques provenant, d'une part du cisailage des éléments combustibles et, d'autre part, des résidus intermétalliques de la dissolution à l'acide nitrique (platinoïdes avec quelques traces d'oxydes de plutonium et d'actinides).

FITEQL - Programme informatique pour la détermination des constantes d'équilibre chimique à partir de données expérimentales.

Fluence - Le nombre d'interaction par seconde dans un réacteur est égale au produit du flux (nombre de neutrons par cm² 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 cm² durant un temps donné, appelé temps d'irradiation. Elle est égale au produit du flux par le temps d'irradiation exprimé en secondes.

Fluoration - Opération chimique qui consiste à transformer un élément ou un composé en fluorure. Cette opération s'effectue généralement à haute température.

FOCA - Argile largement répandue et actuellement étudiée pour constituer les barrières ouvragées. Argile extraite de la carrière de Fourges-Cahaignes qui lui a donné son nom FOCA.

FORPRO - Groupement de recherche entre le CNRS et l'ANDRA créé le 1^{er} Janvier 1998 pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification (FORmation géologique PROfonde).

Fraction annuelle relâchée - Expression utilisée pour caractériser la quantité de radionucléides qu'un colis de déchets peut relarguer dans l'environnement dans des conditions définies de lixiviation (exprimée généralement en % de l'activité totale du colis).

Framatome - Société industrielle française spécialisée dans la construction des cuves pour les réacteurs nucléaires et dans l'ingénierie des centrales nucléaires.

FUKUSHIMA - Centrale nucléaire japonaise exploitée par la firme TEPCO, située sur la Côte Ouest ; elle devrait recevoir des combustibles MOX en 1999.

FZK - Forschung Zentrum Karlsruhe (Centre de recherche de Karlsruhe - Nouvelle appellation du KFK (KernForschung Karlsruhe) - Centre de recherche nucléaire de Karlsruhe - Allemagne.

GAMBIT-CLUB - Groupe de travail international réunissant les agences et organismes de Suède, Suisse, Finlande, Japon et France (ANDRA), pour l'analyse théorique des résultats expérimentaux sur les transferts de gaz à travers la bentonite.

GANIL - Grand Accélérateur National d'Ions Lourds : installation mixte CEA - CNRS - IN2P3 située à Caen, mise en service en 1983

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

G1 - Premier réacteur de puissance française modéré au graphite refroidi au gaz et alimenté en uranium naturel - 1956 - 1980 (Marcoule).

G2 - G3 - Autres réacteurs du même type que G₁ - mise à l'arrêt en 1984 - début du démantèlement en 1991.

G3S - Groupement pour l'étude des Structures Souterraines de Stockage du laboratoire de l'Ecole Polytechnique.

GdR - Groupement de Recherche ; groupe créé entre le CNRS et des organismes de recherche autour d'un thème commun de recherche.

GEDEON - Gestion des Déchets par des Options Nouvelles. Groupement de recherche créé en janvier 1997 pour 4 ans entre le CEA, le CNRS et l'EDF pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques assistés par un accélérateur, combustible à base de thorium).

GENEPI - Source intense de neutrons pulsés pour étudier la physique des milieux sous-critiques.

General Atomics - Société Industrielle des Etats-Unis qui a préconisé la mise en oeuvre d'un réacteur à métal liquide (voir ALMR).

Géofrance 3 D - Imagerie géologique et géophysique 3 D du sous-sol de la France Programme national géré par le BRGM auquel participe aussi le MENESR et l'INSU.

Géotrap - Groupe de travail de l'OCDE consacré aux études de migration des radionucléides dans les milieux géologiques (Radionuclid Migration in Geologic Heterogeneous Media).

GEWÄHR - Nom du projet suisse de stockage en milieu granitique, jusqu'en 1993/1994 avec les exercices de sûreté associés. Il a reçu aussi la dénomination « garantie ».

Gonade - Glande sexuelle qui produit les gamètes et sécrète des hormones ; chez l'homme c'est l'un des organes considéré comme le plus radiosensible ; dans certains cas son irradiation peut provoquer des lésions et des mutations.

Gorleben - Site dans le sel en Basse-Saxe (Allemagne) retenu pour le stockage des déchets de haute activité ; au site de stockage sont associés un entreposage de colis de déchets (conditionnés et de combustibles usés) et une usine pour le conditionnement de combustibles usés d'une capacité de 100 t/an.

GRAY - Unité de mesure de dose absorbée lors d'une exposition à des rayonnements ionisants (symbole Gy), équivalent à la dose absorbée dans un élément de matière de masse 1 kilogramme auquel les rayonnements ionisants communiquent de façon uniforme une énergie de 1 joule, (ancienne unité : le rad = 0,01 Gy).

Greifswald - Site d'entreposage de surface de combustibles irradiés et de déchets de démantèlement ; ancien site de réacteurs (ex RDA) en cours de démantèlement - Allemagne.

GREGU - Centre de Recherches sur la géologie des matières premières minérales et énergétiques - VANDOEUVRE-LES-NANCY.

Granodiorite - Roche cristalline appartenant à la famille des granites.

Graphite - Matériau à base de carbone artificiel utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; en tant que déchet il renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

Grimsel - Laboratoire méthodologique situé dans le granit (galerie d'une usine hydroélectrique étendue à l'aide de plusieurs galeries secondaires) dans le massif de l'Aar - Gothard - Suisse.

GSF - Gesellschaft für Strahlen und Umweltforschung mbH - Société pour la recherche sur les radiations et l'environnement - Allemagne.

GSI - Gesellschaft für Schwerionenforschung - Société pour la recherches des ions lourds à Darmstadt - Allemagne.

Hanford - Site nucléaire situé dans l'Etat de Washington aux Etats-Unis ; ce site créé en 1940 est un des principaux centre de production de plutonium militaire (9 réacteurs de production, 8 usines de retraitement). Ce site fait l'objet d'un assainissement en raison du grand nombre de déchets entreposés.

HAO - Haute Activité Oxydes - Atelier de retraitement des combustibles oxyde de réacteurs à eau sous pression et de RNR. Mise en service en 1976 (Cogema La Hague).

HAVL - Haute Activité à Vie Longue.

HDEHP - Diester des alcools éthylique et hexylique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

He 3 - Hélium 3 ; isotope de l'hélium descendant du tritium (H_3) ; il est utilisé pour la mesure du tritium dans les colis de déchets.

Hématite - Minerai de fer constitué d'oxyde de fer trivalent.

Hétérocycle - Famille de molécules aromatiques comportant des enchaînements d'atomes différents par exemple de carbone et d'azote...

Hétéropolyanion - Famille d'anions polymères présents en solution aqueuse qui comportent en général deux éléments associés à des atomes d'oxygène et des groupements hydroxyles (OH) comme les phosphotungstates ($P_2W_{17}O_{61}^{10-}$). La polymérisation conduit à des oxoanions monomères. Ils complexent les actinides tétra et hexavalents et les stabilisent.

Hettangien - Etage géologique appartenant au Jurassique inférieur âgé de 200 millions d'années.

Hexacyanoferrate - anion dérivé du fer trivalent $Fe(CN)_6^{3-}$ d'où dérivent des composés comme l'hexacyanoferrate de potassium $K_3Fe(CN)_6$.

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

Hollandite - oxyde mixte de titane, d'aluminium et de baryum faisant partie du synroc en tant que minéral composite de formule $Ba(AlTi)_2Ti_6O_{16}$.

Homogénéisation - Terme utilisé en simulation mathématique pour désigner l'élimination des petites échelles par des méthodes de moyenne ; il ne subsiste alors dans le code que les grandes échelles (paramètres dominants).

HRB - Hall de Recherche de Beaumont : hall pour les essais de développements technologiques de SGN (Société Générale Nucléaire) situé à Beaumont-Hague.

HRL - Hard Rock Laboratory - Laboratoire en roche cristalline à Äspö (Suède).

HTO - Eau partiellement tritiée (3H).

Hydrazine - Composé basique de formule $(NH_2)_2$ utilisé comme composant oxydant dans le traitement des effluents nucléaires, en particulier des nitrites que l'on transforme en nitrates.

Hydroxyapatites - Apatites de type particulier sur lesquelles sont greffés des groupements hydroxyles qui augmentent la sorption de certains éléments.

ICP - Inductively Coupled Plasma ; spectroscopie à plasma à couplage inductif. Cette technique permet le dosage de nombreux éléments traces notamment avec l'utilisation soit de l'absorption atomique, de la spectrométrie de masse ...

Hydroxylamine - base organique de formule NH_2OH .

ICPE - Installation Classée pour la Protection de l'Environnement.

ICP-MS - Inductively Coupled Plasma - Mass Spectrometry : appareillage de mesure basé sur le principe d'une dissociation des composés et d'une excitation des ions par un plasma analysé par spectrométrie de masse ; cet appareillage permet l'accès à la mesure isotopique de beaucoup d'éléments à vie longue.

IFMIF - International Fusion Materials Irradiation Facility - Installation internationale pour l'irradiation des matériaux de fusion.

IFP - Institut Français du Pétrole.

IFR - Integrated Fast Reactor - projet intégré, développé à Argonne National Laboratory (Etats-Unis), constitué d'un réacteur à neutrons rapides, à combustible métallique et de l'atelier retraitement utilisant le procédé de séparation par pyrométallurgie.

IFRC - Integral Fast Reactor Cycle : cycle du combustible associé à l'IFR.

ILL - Institut Laue Langevin installé à Grenoble et qui exploite le réacteur à haut flux.

Illite - Minéral argileux potassique à structure feuilletée.

Imidazole - Hétérocycle azoté utilisé en extraction par solvant (atome d'azote donneur).

INB - Installation Nucléaire de Base

INBS - Installation Nucléaire de Base Secrète ; installation dépendant du Ministère de la Défense, et de l'Industrie.

INCA - Système dédié à l'Incinération par Accélérateur (ou des Actinides) ; (programme développé par le CEA/DSM).

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

IN2P3 - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France). Institut du CNRS chargé des recherches dans le domaine cité dans son intitulé.

INFN - Istituto Nazionale de Fisica Nucleare - Institut National de Physique Nucléaire (Italie).

Infratoarcien - Couche géologique située sous la formation du Toarcien appartenant au Jurassique inférieur et âgé de 180 millions d'années. Cette formation est présente sur le site de la Vienne et renferme un aquifère.

Interrogation neutronique - Technique de mesure permettant de quantifier la masse d'actinide contenue dans un objet par le comptage des neutrons émis lors des fissions induites par des neutrons issus d'une source interrogatrice.

INRIA - Institut National de Recherche en Informatique et Automatique.

INSU - Institut National des Sciences de l'Univers - Institut du CNRS.

Iodoapatite - Espèce d'apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

IPC - Institut de Physique et Chimie de l'Académie des Sciences (Moscou - Fédération de Russie).

IPN - Institut de Physique Nucléaire du CNRS IN2P3 d'Orsay.

IPSN - Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

IPHI - Injecteur de Protons à Haute Intensité ; tête d'accélérateur développé dans le cadre des systèmes hybrides et installé à Saclay.

IRF - Infra Read Fluorescence (fluorescence par infra-rouge).

IRIS - Plateforme inactive de R et D pour le procédé d'incinération continue en deux étapes, installée à Marcoule.

IR lointain - Domaine des rayonnements électromagnétiques correspondant aux longueurs d'onde comprises entre 30 et 1000 μm que l'on utilise en spectrométrie principalement pour sonder les niveaux d'énergie vibrationnelle et rotationnelle des molécules.

ISAAC - InvStaigation sur les Systèmes sous-critiques Aimentés par Accélérateurs (programme développé par CEA/DRN) - Repris par le GdR Gédéon.

ISAI - Installation de Surveillance des Assemblages Irradiés ; mise en service en 1991 et située à proximité d'Atalante ; c'est la cellule d'entrée des assemblages entiers de combustibles - CEA - MARCOULE.

ISN - Institut des Sciences Nucléaires - Grenoble (CNRS-IN2P3).

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 AtomEric Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

Jarosite - Hydroxy-sulfate double de fer et de potassium - $\text{KFe}_3(\text{SO}_4)_2(\text{OH})_6, 3\text{H}_2\text{O}$

JEPP - Jours Equivalents Pleine Puissance ; c'est l'unité adoptée pour calculer les durées d'irradiation des combustibles dans les réacteurs.

JNFL - Japon Nuclear Fuel Limited - Société des combustibles nucléaires du Japon.

JOYO - Réacteur expérimental à neutrons rapides de PNC au Japon.

Juchlistock - Sommet montagneux du massif de l'Aar - Gothard situé dans l'Oberland Bernois où se trouve le laboratoire de Grimsel - Suisse.

KAERI - Korea Advanced Energy Research Institut - Institut de recherches avancées sur l'énergie - Corée du Sud.

KALIMER - Korean AdvanCe Liquid Metal ReaCtor : réacteur prototype refroidi au métal fondu de Corée.

KANZAI - Compagnie d'électricité de l'Ouest du Japon (Kyoto - Osaka)

Kara - Mer de l'Océan Arctique dans laquelle plusieurs sous-marins russes ont été immergés.

KASHIWAZAKI-KARIVA - Centrale nucléaire japonaise située sur la Côte Ouest, et exploitée par la firme TEPCO ; elle devrait recevoir des combustibles MOX en 2000.

Kd - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Le Kd dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite, mais il dépend souvent de la façon dont on sépare les 2 phases.

KFA - KernForschungsAnlage Jülich GmbH - Etablissement de recherche nucléaire de Jülich - Allemagne.

KFK - KernForschungszentrum Karlsruhe GmbH - Centre de Recherche Nucléaire de Karlsruhe - Allemagne - Voir FZK.

Khlopin - Institut de recherche situé à St-Petersbourg - dépend du Ministère de l'Energie Atomique (Fédération de Russie).

Kimmeridgien - Formation du Jurassique supérieur.

KKN - Réacteur à neutrons rapides installé à Karlsruhe - Allemagne.

KNGR - Korean New Generation Reactor (réacteur coréen de nouvelle génération ; il s'agit d'un REB conçu par la Combustion Engineering (firme coréenne).

KNK - Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe. Installation de réacteur rapide de 20 MWé refroidi par le sodium de Karlsruhe - Allemagne.

KONVOI - Réacteur utilisé pour le développement de l'EPR, concept de sûreté du réacteur allemand équivalent du réacteur N4 français de 1450 MWé.

Konrad - Site retenu pour le stockage des déchets de moyenne activité en Allemagne (déchets B) ; l'autorisation est en cours d'examen ; c'est une ancienne mine de fer située près de Salzgitter.

KSNP - Réacteur construit par la Corée.

Kurchatov - Institut de recherche russe situé dans la région de Moscou.

Laboratoire Pierre Süe - Laboratoire mixte CEA-CNRS qui assure la mise au point, le développement et la mise en œuvre des techniques analytiques sur des matériaux radioactifs.

Lacolithique - Adjectif désignant les laccolites qui sont des intrusions magmatiques en forme de coupole au sein d'une masse rocheuse reliée au magma sous-jacent par une cheminée verticale.

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

Lanthanide - Désigne chacun des 14 éléments ou la famille appartenant à la série de transition interne, dont le premier est le lanthane ; les numéros atomiques sont compris entre 57 (lanthane) et 71 (lutétium).

LAMPRE - Los Alamos Molten Plутonium Reactor Experiment (réacteur expérimental fonctionnant avec un combustible de base de plutonium en sel fondu).

LDCA - Limite Dérivée de Concentration d'un radionucléide dans l'Air qui conduit à une dose d'exposition de 1 mSv/an pour l'homme standard adulte du public. (DAC en anglais)

Le Bouchet - Site nucléaire sur la commune de Itteville dans l'Essonne - Ancienne usine de production d'uranium du CEA fermée en 1979 ; le site a été réhabilité fin 1993.

LECA - Laboratoire d'Examens de Combustibles Actifs (examens destructifs et non destructifs d'éléments combustibles et matériaux irradiés provenant de réacteurs de puissance) - Cadarache.

LECI - Laboratoire d'Etude des Combustibles Irradiés du CEA de Saclay.

LEMI - Laboratoire d'Etudes Méthodologique et Instrumentale : dénomination des laboratoires d'études et d'essais qui n'ont pas vocation de qualifier un site de stockage comme celui de Tournemire.

LIXIVER - LIXiviation des VERres - Code de calcul utilisé pour évaluer l'altération des verres nucléaires en condition de lixiviation.

LLNL - Lawrence Livermore National Laboratory (Laboratoire National de Livermore)

Ln - Abréviation pour désigner les lanthanides.

Lodève - Site d'extraction minier pour l'uranium situé dans l'Hérault en France ; la cessation d'exploitation est en cours ; dans ce site on rencontre des bitumes qui ont fait l'objet de recherches pour les analogues naturels.

Loi de Darcy - Expression de la perméabilité d'un milieu poreux où le flux d'eau (Q , m³/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 (m²),

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).

LSD - Local Slowing Down : spectre localement modéré par le ralentissement des neutrons.

LURE - Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique - Laboratoire mixte CEA/CNRS situé à Orsay.

MA - Sigle générique pour désigner les malonamides ; la molécule la plus étudiée est la diméthylidibutyltétradécylmalonamide (DMDBDTMA), molécule utilisée pour l'extraction des actinides.

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

Macrocycle - Famille de molécules cycliques qui comportent de nombreux sites d'atomes donneurs.

MAD - Mise à l'Arrêt Définitif ; c'est une des premières phases des opérations de démantèlement d'une installation nucléaire.

Maillage - découpage du domaine de calcul en maille 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.

MAR 400 – Marcoule 400 tonnes – Opération CEA de dégainage des combustibles UNGG à Marcoule – 1983 – Appellation de l'atelier correspondant.

Martensitique – Désigne une classe d'acier qui possède une phase de martensite obtenue grâce à un traitement thermique ; la martensite est un composant de l'acier résultant du trempage.

MASURCA- **MA**quette de **SUR**générateur à **CA**darache - Il s'agit d'un réacteur expérimental de faible puissance (5kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un coeur à combustible hétérogène axial, (CEA, Cadarache, 1966) utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques.

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

Matrice - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires pour confiner les radionucléides vis-à-vis de la lixiviation.

MEC – **M**odule **E**au **C**orrosion : Installation spécifique du CEA Cadarache pour étudier la corrosion des matériaux en présence d'eau, , en équilibre avec une roche.

MELODIE - **M**odèle d'**E**valuation à **L**ong terme des **D**échets **I**rradiants **E**nterrés. Code de calcul utilisé par l'IPSN pour évaluer l'impact à long terme d'un stockage géologique.

MELOX – Usine COGEMA de fabrication de combustibles à base d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium (MOX), située à Marcoule.

MENRT – **M**inistère de l'**E**ducation **N**ationale, de la **R**echerche et de la **T**echnologie. La **D**irection de la **T**echnologie de ce ministère est en charge des recherches relatives à la loi du 30 décembre 1991.

Messinienne - Qualifie la crise qui a eu pour origine la fermeture du Déroit de Gibraltar ; l'assèchement progressif de la Méditerranée a eu pour conséquence le creusement par les fleuves, dont le Rhône, de vallées (rias) profondes.

Métal lourd - Appellation qui désigne l'uranium et le plutonium dans les combustibles nucléaires.

M.I – Moyennement Irradiant : catégorie de déchets B définie pour l'entreposage CEDRA de Cadarache ; elle concerne principalement les déchets renfermant des émetteurs $\beta\gamma$ comme ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co .

Microfiltration – Technique de filtration de liquide ou de gaz sur des membranes dont le diamètre des pores est de l'ordre de micromètre.

Microscopie optique – Observation de très petits objets par éclairage avec une lumière visible ; l'observation des objets irradiés par des électrons est désignée par la 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.

MIMICC - Module Instrumenté Multidimensionnel d'Investigation pour les Codes Couplés chimie - transport installé au CEA/DAMRI à Grenoble. Installation pour étudier la rétention des radionucléides et qualifier les codes de migration en 2 dimensions par des matériaux.

MINATOM - MINistère de l'Energie ATOMique, Fédération de Russie.

Mine du Palladium - Désigne les trois métaux dont les caractéristiques physico-chimiques sont quasiment identiques : palladium (Pa), ruthénium (Ru), rhodium (Rh).

Mine du Platine - Désigne les quatre métaux qui sont le ruthénium (Ru), le rhodium (Rh), le palladium (Pd) et l'iridium (Ir) qui accompagnent le platine dans ses minerais.

Miocène - Série géologique du tertiaire datée de 23,5 à 5,3 millions d'années.

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.

MIX 1 - Scénario pour un parc comportant des réacteurs REP + RNR en vue du recyclage du plutonium.

Modèle opérationnel - Il constitue un outil d'exploitation qui est focalisé sur les mécanismes essentiels ; il dérive du modèle scientifique après diverses phases de validation ; son objectif est de définir aux utilisateurs des marges et d'en accroître la confiance pour le dimensionnement et la mise en place des concepts.

Modèle scientifique - Il constitue un outil de recherche qui a pour but de mettre en équation tous les phénomènes qui décrivent les mécanismes, les paramètres et les variables et qui rendent compte de leur évolution.

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

Monazite - Minerai de thorium composé d'orthophosphates de thorium, terres rares et uranium ; constitue une matrice candidate pour le conditionnement des déchets.

Mont-Terri - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans une formation argileuse en Suisse.

Morsleben - Site de stockage de déchets de faible activité dans une formation saline ; mis en exploitation en 1981 (ex RDA), ce site est exploité actuellement par la République Fédérale d'Allemagne avec une autorisation allant jusqu'en 2000 (profondeur 500 m environ).

MOX - Métal OXyde - Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux. Actuellement 20 réacteurs d'EDF sont autorisés à utiliser ce combustible.

Moxage - Qualifie l'opération qui consiste à introduire du combustible MOX dans un réacteur.

MDPDA - Mines De Potasse D'Alsace.

MTR - Materials Testing Reactor - Réacteur d'essai de matériaux.

Muons colliders - collisionneurs de muons, particules secondaires fournies au cours de l'interaction d'un faisceau de protons de haute énergie.

Mururoa - Atoll des Tuamotu en Polynésie Française ; site où se sont déroulés des explosions nucléaires aériennes puis souterraines. Actuellement des déchets nucléaires solides et technologiques sont stockés dans deux puits.

N4 - Réacteur à eau sous pression de puissance 1 450 MWé similaire à Konvoi en Allemagne (premier palier construit à Chooz et Civaux).

NAGRA-CEDRA - Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle. (Coopérative nationale pour l'Entreposage des Déchets Radioactifs - CEDRA) - Suisse.

Nanofiltration - Technique de filtration de liquide ou de gaz sur des membranes dont le diamètre des pores est de l'ordre du nanomètre.

Néphéline - Composé naturel ; silico-aluminate de sodium et de potassium ; peut être élaboré artificiellement par calcination à partir d'un mélange d'oxydes minéraux et d'argile ; ce mélange peut être utilisé pour le conditionnement de déchets nucléaires.

NERSA - Centrale Nucléaire Européenne à neutrons Rapides S.A. (Consortium exploitant Superphénix).

Network - Désigne un réseau de laboratoires d'intercomparaison par exemple pour les mesures non destructives, pour l'analyse de composants...

Nevada Test Site - Site d'expérimentation du Nevada ; ce site est situé au Nord de Las Vegas et a proximité du site de Yucca Mountain ; il a été utilisé dès 1944 par les Etats-Unis pour tester les engins nucléaires (explosions nucléaires aériennes puis souterraines).

NEWPART - NEW PARTionning Techniques (Nouvelles techniques de séparation) ; appellation d'un ensemble d'études menées dans le cadre du 4^{ème} PCRD de l'Union Européenne et coordonnées par la France (CEA).

NIE - Non Immédiatement Evacuable - appellation des déchets issus du retraitement placés en entreposage dans l'attente du stockage géologique.

Niveau de démantèlement - La France a retenu les trois niveaux de déclassement des installations nucléaires proposées par l'AIEA.

Les trois niveaux de démantèlement d'une installation sont définis comme suit :

- **Niveau 1** (Fermeture sous surveillance) - Enlèvement des matières nucléaires et fluides radioactifs. Traitement, conditionnement et envoi des déchets et effluents technologiques vers un centre de stockage. Isolement des matériaux radioactifs restant par le maintien en l'état des différentes barrières d'étanchéité. Systèmes d'ouverture et d'accès verrouillés. Contrôle de la radioactivité à l'intérieur et dans l'environnement. Inspections et contrôles techniques garantissant le bon état de l'installation.
- **Niveau 2** (libération partielle et conditionnelle du site) - Zone confinée réduite à son minimum. Parties facilement démontables enlevées. Aménagement (renforcement) de la barrière d'étanchéité externe et de la protection contre les rayonnements de façon à réduire la surveillance pendant une période plus ou moins longue, à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Maintien de la surveillance de l'environnement et vérification des parties scellées.

- **Niveau 3** (libération totale et inconditionnelle du site) – Ce niveau correspond au démontage complet de l'installation. Il se traduit par l'évacuation de tous les matériaux et équipements d'activité significative. La décontamination des parties restantes, en dessous du seuil nécessitant des précautions particulières est effectuée. Aucune surveillance, inspection ou vérification n'est jugée nécessaire : le site est réutilisable sans restriction.

NMC – Nouvelles Matrices de Conditionnement ; programme du CEA de l'axe 3 qui regroupe toutes les études sur les matrices nouvelles de conditionnement.

NOMADE – Nouvelles Matrices Déchets : Groupement de Recherche créé en 1999 entre le CEA et le CNRS pour l'étude des nouvelles matrices.

NPI - Nuclear Power International - Société filiale de Framatome et Siemens.

nPr-BTP - molécule azotée dérivant de la famille des bis-triazinyl-pyridine (voir ce mot) ; la nPr-BTP a pour formule $N_7 C_{22} H_{39}$.

NPZ – Abréviation pour Natrium Phosphate Zirconium ; il s'agit d'orthophosphate de sodium et de zirconium pouvant servir de matrice de conditionnement pour les déchets (voir NZP).

NRA - Nuclear Reaction Analysis - Analyse par réaction nucléaire.

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

NRI – Nuclear Research Institute – Institut de recherche nucléaire – République Tchèque.

NUHOMS – Nutech Horizontal Modular Storage : stockage modulaire horizontal de la société Nutech devenue la société VECTRA (Etats-Unis).

NWTRB - Nuclear Waste Technical Review Board - Commission d'évaluation technique des déchets nucléaires (Congrès, Etats-Unis).

NZP – Orthophosphate mixte de sodium et de zirconium [$NaZr_2 (PO_4)_3$] – (voir NPZ).

OASIS - Outil d'Analyse de Sûreté pour Ingénierie des Stockages développé par l'ANDRA. Code 1 D permettant la modélisation de la migration des radionucléides.

Objectif de sûreté de la gestion des combustibles usés et de la gestion des déchets radioactifs - La Convention commune signée le 5 septembre 1997, fixe comme objectif de faire en sorte qu'à tous les stades de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, il existe " des défenses efficaces contre les risques potentiels afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés, aujourd'hui et à l'avenir, contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, de sorte qu'il soit satisfait aux besoins et aux aspirations de la génération actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire les leurs ". (Convention commune sur la sûreté de gestion des combustibles usés et sur la sûreté de gestion des déchets radioactifs signée le 5 septembre 1997).

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

OCRWM - Office of Civilian Radioactive Waste Management - Service de gestion des déchets radioactifs d'origine civile (DOE, Etats-Unis).

Octanol – Alcool aliphatique comportant 8 carbones (C₈H₁₇OH).

Okelobondo - Réacteur fossile situé au Gabon près de Franceville ; lieux dits de la mine d'uranium.

Oklo - Réacteur fossile situé au Gabon ; il est utilisé pour les recherches sur les analogues naturels (migration et rétention des radionucléides) ; ce réacteur fossile a fonctionné il y a deux milliards d'années.

OMEGA – Option Making Extra Gains From Actinides – Programme sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission. Programme de recherche à long terme de grande ampleur décidé par le Japon en 1988.

OMS – Organisation Mondiale de la Santé.

ONERA – Office National d'Etudes et de Recherches Aérospatiales

Once-through – Expression utilisée pour désigner un passage unique d'un combustible en réacteur (sans recyclage) ou en cycle ouvert (c'est-à-dire sans retraitement).

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

OPECST - Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques, office créé pour l'évaluation des travaux, recherches et stratégies importantes ; elle évalue les programmes nucléaires et a produit déjà plusieurs rapports d'évaluation ; les derniers, rédigés respectivement par Christian BATAILLE, sur la gestion des déchets de haute activité, Claude BIRRAUX sur l'évaluation des systèmes hybrides ont été publiés le 20 mars 1995 et le 2 avril 1997. Le rapport de Monsieur GALLEY et BATAILLE sur l'aval du cycle nucléaire a été publié en juin 1998.

OPHELIE – maquette testée dans le cadre du projet PRACLAY à Mol ; maquette instrumentée de 40 tonnes pour tester le comportement des barrières ouvragées de voisinage dans le site de Mol (Belgique).

OREOX – Operation Reprocessing OXyde – Mise en œuvre du retraitement de combustibles oxydes – Programme d'étude en cours en Corée pour le retraitement des combustibles CANDU (association avec EAEL).

Osiris – Réacteur expérimental d'irradiation. (Recherche et production de radio-isotopes) CEA Saclay.

OVH - Oxydation par Voie Humide ; procédé mis au point pour détruire des déchets renfermant notamment des composés organiques (voir oxydation par voie humide).

Oxfordien - Etage géologique appartenant au Jurassique supérieur âgé de 150 millions d'années.

Oxydation par voie humide - Technique de traitement de déchets organiques où l'eau portée à haute température et à haute pression devient un solvant pour toutes les molécules organiques et l'oxygène. L'oxydation est dite supercritique lorsque la température atteint ou dépasse 500°C et la pression 30Mpa. Il résulte de cette oxydation du CO₂ et de l'eau ainsi que les sels minéraux, généralement insolubles.

PAAG – Performance Assessment Advisory Group : groupe de travail pour l'évaluation des performances des analyses de sûreté des stockages de l'OCDE.

PAC - Programme d'Acquisition des Connaissances ; ce programme concerne SUPERPHENIX comme outil de recherche dont l'évaluation a été effectuée par la Commission CASTAING créée le 11 septembre 1995.

PACE - Programme Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au niveau du CNRS, les travaux menés dans les 3 groupements de recherche (PRACTIS, GEDEON, FORPRO) dans lequel le CNRS est impliqué.

PALADIN - Partition des Actinides et des Lanthanides par des extractants Acide, des Diamides et des complexants Incinérables - Procédé développé à Marcoule dans le cadre du concept SANEX (Selective Actinide EXtraction).

Palier 1300 - ensemble de 20 tranches de réacteurs de 1300 Mwé mis en service entre 1985 et 1994.

Palier N4 - ensemble de 4 tranches de réacteurs de 1450 Mwé non encore en service industriels construites à partir de 1984 à Civaux (2) et à Chooz (2).

PCRD - Programme Commun de Recherche et Développement : sigle utilisé pour désigner les programmes pluriannuels de l'Union Européenne. En matière d'Energie Nucléaire, le 5ème PCRD débute en 1998 et dure jusqu'en 2002.

Pechblende - Minerai d'uranium constitué d'un mélange d'oxydes d'uranium dont l'uraninite (UO₂).

PEGASE - Programme de la communauté européenne sur les mécanismes de production et de transfert de gaz à proximité d'un stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde ; le programme PEGASE s'est déroulé de 1990 à 1994. Depuis, la poursuite est réalisée dans le cadre du projet PEGASUS de la Communauté.

Pegase - Première pile française spécialisée dans les essais en vraie grandeur des éléments combustibles de la filière UNGG (1963-1975) CEA Cadarache. Transformée en installation d'entreposage de combustibles irradiés et de déchets.

PEHD - PolyEthylène Haute Densité - matériau utilisé dans la couverture du centre de la Manche pour la protection contre les eaux d'infiltration.

Pentavalent - (Multivalent) ; la valence est une caractéristique chiffrée qui affecte un élément en relation avec sa structure électronique dans les différentes formes ou espèces chimiques. Cette valence indique le degré d'oxydation d'un ion.

Permafrost - Désigne une couche de sol gelée en permanence à une certaine profondeur.

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

Perovskite - Appellation de l'oxyde mixte de calcium et de titane [CaTiO₃].

Persulfate - Anion de formule S₂O₈²⁻ renfermant un groupement peroxy (-O-O-) et du soufre à la valence 6. Le pouvoir oxydant est dû aux oxygènes du type peroxyde.

PF - Produits de Fission.

PFVL - Produits de Fission à Vie Longue.

Phébus - Réacteur et boucle d'essais permettant d'effectuer des expériences représentatives de conditions accidentelles d'un réacteur à eau sous pression ; par exemple sur la fusion d'assemblages (PHEBUS PF).

PHENIX - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MWe, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973. Les verres fabriqués à partir de combustibles usés des réacteurs rapides portent également la dénomination « Phénix ».

Phosphinique (acide) - Famille de molécules à base d'acide phosphorique ayant 2 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

Phosphonique (acide) - Famille de molécules acides (diacides) à base d'acide phosphorique ayant 3 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

Phosphorique (acide) - Triacide courant de formule $(OH)_3PO$ d'où dérive de très nombreux réactifs utilisés en extraction par solvant.

Photochimie - Branche de la chimie qui étudie les effets chimiques de la lumière (effets de la lumière et des rayonnements non ionisants sur les réactions chimiques).

Photoactivation - Désigne la réaction nucléaire induite par des rayonnements gamma de haute énergie créant des radionucléides et d'autres rayonnements.

Photofission - désigne la fission d'un noyau par un rayonnement gamma de haute énergie.

Photo-oxydation - oxydation par transfert d'électron d'une molécule ou d'un ion sous l'effet d'un photon (lumière).

PIC - Programmes d'Intérêt Commun ; ces programmes concernent les recherches communes entre CEA et COGEMA pour l'aval du cycle du combustible et plus spécialement les recherches liées au retraitement ; ces programmes sont co-financés.

PIVER - Pilote de vitrification de produits de fission 1969 - 1973 - Marcoule.

PIXE - Proton (particle) - Induced X-Ray Emission - Emission de rayons X induits par des protons.

Platinoïde - Désigne chacun des métaux de la mine de platine (palladium, iridium, rhodium, ruthénium).

Plasma d'arc - Voir torche à plasma.

Plasma d'arc transféré - Voir torche à plasma.

PNC - Power reactor and Nuclear fuel development Corporation - Société pour le développement et la recherche de l'énergie nucléaire - Depuis le 1^{er} octobre 1998, cette entité est devenue la « Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) au Japon.

Polyaminocarboxylique (acide) - Famille de molécules aliphatiques comportant des fonctions acide organique $COOH$ et des atomes d'azote ; l'EDTA (éthylènediaminetétraacétique) souvent utilisé possède des propriétés de complexation.

Polyphosphinique - Molécule qui comporte plusieurs groupements phosphinique (voir phosphinique).

Polysiloxanes - Famille de matériaux à propriétés extractives obtenus par polycondensation d'alkoxysilanes fonctionnalisés. Selon la nature du groupement fonctionnel (ex: groupement pyridinique, amine, amide, ...) et la structure du motif initial (alkoxysilane), on obtient des matériaux qui peuvent, en milieu acide :

- extraire quantitativement les actinides et les lanthanides
- extraire sélectivement les actinides
- extraire sélectivement les actinides (III)

Cette sélectivité est notablement accrue quand le matériau est synthétisé en présence de l'élément considéré (effet "template").

POLLUX - Conteneur de transport, d'entreposage et de stockage pour les combustibles irradiés utilisé en Allemagne.

Portlandite - Nom de l'hydroxyde de calcium Ca(OH)_2 ; expression utilisée pour les bétons.

ppb - Parts Per Billion (Partie par milliard). - quantité exprimée en 10^{-9} .

ppm - Partie Par Million. - quantité exprimée en 10^{-6} .

PRACTIS - Groupement de recherche entre le CNRS, l'ANDRA, le CEA et l'EDF portant sur la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution et aux interfaces.

PRACLAY - Preliminary demonstration test for CLAY disposal of highly Radioactive waste - test de démonstration préliminaire pour le stockage de déchets hautement radioactifs dans l'argile ; c'est un test de démonstration pour le comportement d'une barrière argileuse de voisinage ; l'essai est mené dans le site de MOL.

Précambrien - Formations géologiques antérieures à l'ère primaire, c'est-à-dire antérieures à 600 millions d'années.

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

PREDIVER - Codes de calcul de l'altération d'un bloc de verre échelle 1 dans le temps en fonction des principaux paramètres de stockage (CEA/DCC).

PRESTANCE - Programme de Recherche sur l'Evolution des colis STANdards de déchets compactés et des colis de Coques et Embouts cimentés.

Principe de précaution - est défini comme " l'obligation pesant sur le décideur public ou privé de s'astreindre à une action ou de s'y refuser en fonction du risque possible ". (Conseil d'Etat, rapport public 1998. Etudes et documents n° 49. La Documentation française P. 256).

Processus de capture et de fission - Il existe deux réactions nucléaires dominantes induites par les neutrons dans un réacteur :

- la capture qui conduit à transmuter le noyau de (A,Z) dans le même élément de masse supérieure (A+1,Z) avec émission de photons,
- la fission qui casse certains noyaux dits fissiles (U-235, Pu-239 par exemple) en deux fragments de fission avec production de neutrons (généralement entre 2-3) et d'énergie (environ 200 MeV).

Probabilité d'occurrence - Est définie comme dans le langage usuel - Probabilité pour qu'un événement se produise.

PROFIL-R - PROFIL-M - expériences prévues dans Phénix (R=Rapide ; M = Modéré) destinées à recueillir des informations sur les taux de réaction intégrés et les taux de capture neutronique.

Projet SOLEIL - Source optimisée de lumière d'énergie intermédiaire du LURE (voir définition), laboratoire mixte CEA-CNRS - Source en cours d'installation.

Propulsion navale - Cette expression désigne l'ensemble des combustibles irradiés utilisés par les bâtiments de la marine (actuellement les sous-marins, ultérieurement le porte-avions Charles de Gaulle).

PSI - Paul Scherrer Institut (Suisse). Centre d'études et de recherches dans le domaine nucléaire à Würenlingen.

PURETEX - Programme à moyen terme, pour des applications réalisables dans les usines existantes en utilisant les technologies et les procédés actuels avec trois objectifs : amélioration de la séparation du plutonium, mise au point de la première étape de séparation du neptunium, et réduction du volume et de l'activité des déchets B (CEA/DCC, France).

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

PYREX - Procédé de séparation de radioéléments présents dans les solutions de produits de fission par voie pyrochimique.

Pyrite - Minéral naturel à base de sulfure de fer.

Pyrochimie - Branche de la chimie qui utilise la haute température et exclut donc toutes formes de solutions aqueuses (hydrochimie). Les réactions concernées sont du type acide-base ou redox dans les sels fondus.

QUANTISCI - Bureau d'études international du secteur de l'environnement, spécialisé dans le conseil et la modélisation appliquée au stockage des déchets radioactifs (Melton Mowbray, UK) - Société anglaise spécialisée dans l'expertise scientifique et le développement de logiciels relatifs à l'évaluation, le traitement et la prévention de la pollution de l'environnement.

Queusot - Espèce d'embout produit lors du dégainage du combustible des réacteurs UNGG qui comporte un morceau de la gaine de magnésium et une petite tranche de l'élément combustible (graphite, araldite) qui servait à bloquer l'élément combustible dans le réacteur pour empêcher le fluage.

R7T7 - Ateliers de retraitement n° 7 - Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, 1989 (La Hague). R7 pour l'usine UP₃ - T₇ pour l'usine UP₂ 800 et appellation du verre fabriqué.

Radar - Appareillage de télérepérage basé sur l'émission par impulsions de courte durée de faisceaux d'ondes radioélectriques qui, après réflexion contre un obstacle, retournent vers un récepteur. Dans les laboratoires souterrains cette technique a deux utilisations principales : la détection à distance des failles (technique radar normale) et la cartographie des failles (technique de tomographie radar associée à une imagerie).

Radiotoxicité potentielle - Est définie par la dose résultante que recevrait un homme s'il ingérait tous les radionucléides que contient un déchet. Elle s'exprime donc en Sv (sievert).

RADWASS - RADioactive Waste Safety Standards Program - Groupe de travail qui établit les standards de sûreté pour la gestion des déchets radioactifs (AIEA - Vienne).

RAPSODIE – RAPides SODIum – Première pile d'études pour la filière des réacteurs à neutrons rapides de 20 MWé en 1967, portée à 40 MW en 1970, arrêt en 1982, fin du démantèlement en cours – CEA – CADARACHE.

RBMK – Reaktor Bolshoi Moshchnosti Kanalnye – Réacteur de puissance russe à tube de force, refroidi à eau ordinaire et modéré par du graphite (Fédération de Russie).

RBS - Rutherford Backscattering Spectroscopy (ou spectrometry) - Spectroscopie à rediffusion de Rutherford ; cet appareillage peut être couplé avec le PIXE.

RCD – Reprise Conditionnement des Déchets ; c'est l'un des programmes d'assainissement de COGEMA Marcoule qui concerne la reprise des déchets anciens sur l'ensemble du site.

Recyclage hétérogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustibles distincts des éléments standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

Recyclage homogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

REB – Réacteur à Eau Bouillante

Refroidissement polyphasique - désigne dans un concept d'entreposage de longue durée le mode de refroidissement par conduction dans les diverses barrières et couches géologiques environnantes.

REP - Réacteur à Eau sous Pression.

REP à haut taux de combustion - Aujourd'hui le taux de combustion moyen est de 33000 MWJ/t ; certains combustibles du parc REP pourront atteindre 40 000 MWJ/t ou plus ; dans ce cas ils sont à haut taux de combustion.

Réseau de Bragg - Microstructure gravée dans le cœur d'une fibre optique. Le réseau réfléchit une partie de la lumière injectée dans la fibre avec un effet sélectif en longueur d'onde. Dès qu'il subit une élongation, une variation de pression ou de température, la longueur d'onde réfléchie change...

En noyant une telle fibre optique dans la structure d'un ouvrage ou d'un bâtiment on peut envisager de surveiller son évolution à long terme (cartographie de températures, de pressions interstitielles ou totales et de contraintes/allongements) .

Résine – Terme générique désignant un composé macromoléculaire naturel ou synthétique (résines échangeuses d'ions).

RFQ - Radio Frequency Quadruple - Quadripôle a radiofréquence pour accélérer 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 I.2. – Règle Fondamentale de Sûreté pour l'architecture et la conception des sites de surface.

RFS III.2.e. - Règle Fondamentale de Sûreté pour les stockages de surface (colis, activité).

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

RHF - Réacteur à Haut Flux ; réacteur de recherche modéré à l'eau lourde qui est installé à Grenoble (Institut Laue Langevin).

RIAR - Research Institute of Atomic Reactor à Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

RJH - Réacteur Jules Horowitz - futur réacteur de recherche qui sera implanté à Cadarache (mise en service prévue en 2006).

RMA - Rapport de Modération Accrue.

RMA-U - Réacteur à eau ordinaire fonctionnant en modération accrue par rapport au cas des réacteurs à eau standard, dont le cœur est constitué d'assemblages homogènes formés de crayons MOX-U/Pu standard, mais de faible densité (ce qui assure un rapport de modération accrue) ; ce concept permet d'envisager le multirecyclage du plutonium en REP.

RMN - Résonance Magnétique Nucléaire. Technique d'analyse basée sur la mesure de la fréquence de résonance de noyaux à fort moment magnétique (^1H , ^{19}F , ^{31}P , ^{13}C ...). La détection des variations (infimes) de fréquence induites par l'environnement chimique est à la base des nombreuses applications de cette technique dans les domaines de la chimie structurale et de la biologie.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides. Egalement appelés surgénérateurs.

Road map ou mapping - Exercice d'évaluation consistant à définir les conditions préalables, le cahier des charges et les éventuelles solutions alternatives à un projet technique. Un tel exercice a cours aujourd'hui aux Etats-Unis pour le projet d'un système hybride (ATW).

Rokkasho-Mura - Usine de retraitement en construction dans le Nord du Japon ; d'une capacité de 800 tonnes/an, elle devrait entrer en fonctionnement en 2003.

RWMAC - Radioactive Waste Management Advisory Committee - Commission de conseil pour la gestion des déchets radioactifs - Commission de Grande-Bretagne placée sous l'autorité du Ministre de l'Environnement pour l'évaluation de la gestion des déchets ; sa mission est proche de celle de la CNE.

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.

SAP - Service de l'Atelier Pilote qui exploite l'atelier pilote de retraitement de Marcoule (APM) - Installation en cours de cessation d'exploitation.

SAPHYR 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.

SARA - Cyclotron de l'Institut des Sciences Nucléaires (CNRS) de Grenoble.

SATURNE - Grand accélérateur national CEA-CNRS installé à Saclay ; il est dédié à la physique nucléaire aux énergies intermédiaires et à la physique des ions lourds. Mis à l'arrêt en 1997.

SECH - Service d'Expertise de CHinon, exploité par Electricité de France, doté d'un laboratoire d'analyse de matériaux irradiés implanté sur le site de production de CHINON.

Section efficace - La section efficace est une mesure de la probabilité qu'une réaction nucléaire donnée se produise au cours de l'interaction d'un noyau (projectile) avec un autre noyau (cible). Cette probabilité est égale au nombre de noyaux cible vus par cm^2 multiplié par la section efficace exprimée en cm^2 .

Section efficace semi-intégrale - La section efficace est en général dépendante de l'énergie du projectile. Lorsque les projectiles ont un spectre en énergie, on peut définir une probabilité d'interaction, toute énergie incidente confondue, à l'aide d'une section efficace moyennée sur le spectre en énergie du projectile. Cette section efficace moyenne est également désignée par section efficace intégrale ; elle se mesure directement dans le cas d'un réacteur par le nombre de noyaux formés au cours d'une irradiation suite à un processus donné (capture, fission par exemple). La section efficace semi-intégrale correspond à une section efficace moyennée sur une bande en énergie étroite du spectre en énergie des projectiles.

SEDE - Site Evaluation and Design for Experiment for radioactive waste disposal : groupe de travail pour l'évaluation des sites et la conception des expérimentations dans les stockages pour les déchets radioactifs (OCDE).

Sellafield - Site nucléaire (retraitement) situé sur la mer d'Irlande ; la NIREX, avait un projet de laboratoire souterrain pour le stockage géologique des déchets ; il a été abandonné en 1997 consécutivement à une décision ministérielle (Grande-Bretagne).

SEMM - Société d'Etudes de Mesures et de Maintenance (18360 - VESDUN) - Contracteur de l'ANDRA.

Sensitivité - Terme utilisé en simulation mathématique pour désigner la dérivée de la fonction par rapport à un paramètre donné.

SERGD - Service d'Etudes et de Recherches sur la Géosphère et l'élimination des Déchets (IPSN).

SESAME - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement l'américium.

SGN - Société Générale pour les techniques Nouvelles.

SIALON - Verre contenant de la silice (SI) de l'aluminium (AL) de l'oxygène (O) et de l'azote (N).

Sicral - Appellation des verres de produits de fission issus de combustibles à support de silice et avec des gainages alumine.

Sidérite - Minerai de fer composé de carbonate de fer : FeCO_3 .

Sievert - Unité de mesure d'équivalent de dose de rayonnement ionisant (symbole Sv) - Un équivalent de dose est la grandeur caractérisant l'effet biologique d'une irradiation (ancienne unité : le rem = 0,01 Sv).

SILHI - Source d'Ions Léger Haute Intensité - Tête de machine utilisée dans IPHI (voir ce sigle).

Silicotungstate - polyanion à base de silicium et de tungstène de formule $\text{Si W}_{11} \text{O}_{39}^{8-}$.

Silteuse - Qualifie une formation constituée d'un mélange d'argiles et de sables carbonatés.

SIMS - Secondary Ion Mass Spectrometry (ou Spectroscopy) - Spectrométrie de masse à émission d'ions secondaires.

SINQ - Spallation Intensiv Neutron Quelle - Source intensive de neutrons de spallation installée au Paul Scherrer Institut à Villigen -Suisse.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

SKI - Statens Kärnkraft Inspektion - Service national d'inspection de l'Energie 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.

Solveur implicite itératif en O (N) - Méthode de calcul pour des équations linéaires ou non linéaires.

Sonochimie - Branche de la chimie qui étudie les effets chimiques des sons (effets des ultrasons sur les réactions chimiques par exemple).

SPA - Spent Fuel Performance Assessment - Exercice de sûreté pour évaluer le stockage direct des combustibles irradiés. Cet exercice est organisé dans le cadre du PCRD de l'Union Européenne.

Spéciation - Terme utilisé en chimie pour désigner les diverses espèces chimiques d'un élément (composés de valence différente, anions complexes...).

Spallation - Processus d'interaction d'un proton de haute énergie (plusieurs centaines de MeV) avec un noyau. Dans le modèle de la spallation, le proton incident sur le noyau déclenche à l'intérieur du noyau des chocs successifs sur les nucléons (cascade intranucléaire) conduisant à l'émission d'un nombre copieux de particules secondaires. Ce processus décrit la production importante de neutrons à partir de l'interaction d'un faisceau d'accélérateur de haute énergie avec une cible épaisse constituée d'un matériau lourd comme le plomb ou le tungstène.

SPARTE - SPallation Ralentissement Transport Evolution - Acronyme désignant un ensemble de codes de calcul, développé au CEA, qui permet de décrire l'ensemble des processus se déroulant dans une cible mince ou épaisse à partir de son bombardement par un faisceau de protons de haute énergie. Appliqué au système hybride, ce code est destiné notamment à la modélisation du transport des particules à l'intérieur d'une cible de spallation et du milieu sous-critique depuis l'énergie initiale du proton jusqu'à la thermalisation des neutrons.

Spéciation – Terme utilisé en chimie pour désigner les diverses espèces chimiques d'un élément (composés de valence différente, anions complexes).

Spécifications de conditionnement - C'est l'ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

SPIN - Séparation Incinération - programme lancé par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue, il comporte deux phases : PURETEX et ACTINEX.

STAR – Station de Traitement, d'Assainissement et de Reconditionnement. Destinée au retraitement et au conditionnement des combustibles irradiés (filiales UNGG) – CEA Cadarache.

STE2 - Station de Traitement des Effluents de l'Usine UP₂400. COGEMA - La Hague

STE3 - Station de Traitement des Effluents - Traitement chimique des effluents de faible et moyenne activité et bitumage des boues en résultant (UP3 COGEMA La Hague).

STEL de Marcoule - Station de Traitement des Effluents Liquides de Marcoule.

STEL Saclay - Station de Traitement des Effluents Liquides de Saclay.

STF - Subcritical Test Facility (Installation pour les tests sous-critiques).

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).

SUBATECH - **CNRS/IN2P3** - Laboratoire de Physique SUBatomique et des TECHnologies Associées, situé à Nantes et appartenant à l'IN2P3 du CNRS.

SUPERPHENIX - Réacteur prototype industriel à neutrons rapides 1 300 MWé, installé à CREYS-MALVILLE (France). Construction lancée en 1977, divergence en 1985. Aujourd'hui arrêté (annulation en février 1997 par le Conseil d'Etat du décret d'autorisation de 1994).

Synroc – Nom du composé et du procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle (procédé à base de titanates).

Synergique – (effet di et tri) – Caractérise une réaction chimique dans laquelle la présence de 2 ou plusieurs réactifs produisent un effet supérieur à la somme des effets de chacun d'eux utilisé individuellement. Cet effet est utilisé dans l'extraction par solvant en introduisant dans la phase organique des réactifs appropriés.

SYRTHES - Logiciel de calcul thermique tridimensionnel, développé par la Division Recherche et Développement d'Electricité de France, tenant compte des phénomènes de conduction et de rayonnement, et pouvant être couplé à des outils de calcul de mécanique des fluides.

Système hybride – ou réacteur hybride est une installation nucléaire où la réaction en chaîne n'est pas entretenue spontanément dans la matière fissile, qui reste en configuration sous-critique ; la réaction en chaîne est provoquée et entretenue grâce à un apport extérieur de neutrons supplémentaires qui peuvent être fournis par un accélérateur qui consomme par ailleurs une partie de l'énergie dégagée par la réaction de fission en chaîne. Les neutrons produits par l'accélérateur sont la résultante d'un bombardement d'une cible de matériau lourd par un flux intense de photons émis par l'accélérateur.

Un système hybride nécessite donc trois composantes principales : un réacteur nucléaire sous-critique, une source de spallation, un accélérateur de protons à très haute intensité.

Système linéaire creux - Système linéaire dont la matrice comporte un grand nombre de zéro et qui demande donc une grande précision.

TAC - Technical Assessment Committee du Canada (Commission d'Evaluation placée auprès de l'EACL pour le programme de stockage géologique).

TAKAHAMA – Centrale nucléaire japonaise exploitée par la firme KANZAI, et située dans l'Est du Japon près de Osaka ; elle devrait recevoir des combustibles MOX en 1999.

TARC - Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing : programme de la Communauté Européenne mené au CERN pour l'étude de la transmutation de certains produits de fission à vie longue par les neutrons diffusés dans le plomb.

Taux de combustion - C'est le rapport du nombre d'atomes de plutonium et d'uranium ayant subi la fission, au nombre d'atomes présents au départ ; taux de combustion massique est l'énergie libérée par unité de masse de combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne.

TBP – TriButyl Phosphate : réactif utilisé dans le procédé Purex pour l'extraction de l'Uranium et du plutonium (triester de l'alcool butylique et de l'acide phosphorique).

TECHNICATOME - Société technique pour l'énergie atomique du groupe CEA-Industrie.

TEPCO – Tokyo Electric Power Company : Compagnie d'électricité de Tokyo (Japon).

TES - Conteneur destiné au Transport - à l'Entreposage - au Stockage.

TESLA – Tev Electron Superconducting Linear Accelerator – Accélérateur linéaire pour la supraconduction d'électrons (collisionneur électrons-positrons).

Tetra-alkylammonium - Cation organique de grosse taille du type R_4N^+ , où R représente un groupement d'enchaînement d'atomes de carbone et d'hydrogène $R=C_n H_{2n+1}$, N est l'atome d'azote.

TFA – Très Faiblement Actifs : Classe de déchets nucléaires de très faible activité dont l'activité est comprise entre 0,1 et 74 Bq/g.

THERM - Scénario de recyclage des actinides mineurs produits dans un parc de réacteurs constitués uniquement de REP.

THM – ThermoHydroMécanique ; qualifie en général les essais et codes de calcul qui couplent les effets thermiques, hydrauliques et mécaniques.

THOREX - Procédé de retraitement par extraction par solvant de combustible à base de thorium permettant de récupérer le thorium et l'uranium 233 formé durant l'irradiation.

Thiocyanate – Anion de formule SCN^- dérivant de l'acide thiocyanique ($HSCN$).

TIER 1 - Concept d'incinération à neutrons thermiques, à flux modéré et à combustible liquide proposé récemment par C. BOWMAN (Etats-Unis) ; l'objectif est d'associer ce type de réacteur avec des réacteurs à eau pour détruire rapidement les actinides sans extraction des produits de fission.

TIMS - Thermal Ionization Mass Spectrometry (ou Spectroscopy) - Spectrométrie de masse par thermo-ionisation.

Titanate - Matrice minérale à base d'un silicate mixte de titane et de calcium.

Titanite - Composé à base de titane ; généralement sous forme d'oxyde ; c'est le composé de base utilisé pour fabriquer ensuite par fusion le silicate correspondant.

Toarcien - Etage stratigraphique du Jurassique inférieur, daté de 187 à 180 millions d'années [Odin 1990-94] ; il surmonte directement le Domérien et marque le sommet du Lias ; stratotype défini à Thouars, Deux-Sèvres [A. d'Orbigny, 1849].

Tomographie - Technique d'imagerie qui permet d'obtenir une image tridimensionnelle d'un objet ; la technique utilisée pour les colis de déchets est la tomodensitométrie ; celle-ci permet de reconstituer la composition d'un colis en fonction de la densité des objets (ciment, ferrailles, plastiques, poches d'eau, vides...). Cette technique s'applique aussi au domaine géologique (la sismique, la fracturation...).

Tomographie par interrogation neutronique - Technique de mesure permettant de localiser et d'identifier, par la densité, les matériaux contenus dans un objet par une mesure d'atténuation de photons gamma ou X issus d'une source interrogatrice.

Tomographie par photofission - Technique de mesure permettant de quantifier et localiser la matière fissile contenue dans un objet par la détection des neutrons de fission, émis lors de la réaction de fission. La fission est provoquée par des photons interrogateurs de haute énergie produits par rayonnement de freinage et qui atteignent les matériaux de numéro atomique élevé contenus dans l'objet.

Torche à plasma - Appareil délivrant entre 2 électrodes, portées à une différence de potentiel électrique élevé, un gaz ionisé à très haute température supérieure à 10 000°C. A ces températures, le plasma est l'état normal de la matière. Le plasma d'arc est le plasma formé entre deux électrodes ; le plasma d'arc transféré est une application technique pour le transfert au travers d'un corps solide.

Toshiba - Firme industrielle japonaise spécialisée dans l'ingénierie nucléaire.

Tournemire - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans l'argile ; situé près de Roquefort dans l'Aveyron, il est établi dans un tunnel ferroviaire désaffecté et exploité par l'IPSN.

TPH - TétraPropylène Hydrogéné - Diluant industriel utilisé pour le tributylphosphate (TBP).

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 on modifie un isotope radioactif à vie longue pour en faire soit un isotope à vie courte ou un isotope stable ; la modification intervient par une réaction nucléaire induite par neutrons (capture, fission).

Transnucléaire - Filiale de la COGEMA spécialisée dans les transports nucléaires.

Vitro-cristallins - Matrice de confinement en cours d'étude avec deux phases : une phase vitreuse et une phase d'oxyde.

VVER 440, 640 et 1000 - Vodo-Vodianoï Energuetitchekii Reaktor - Type de réacteur nucléaire Russe à eau sous pression.

Wellenberg - Site retenu par la CEDRA/NAGRA (Suisse) dans le canton de Nidwald pour le dépôt final des déchets de faible et moyenne activité. La roche hôte est une marne valanginienne. L'accès du dépôt est à flanc de montagne à environ 550 m d'altitude ; le sommet de la montagne se situe entre 1200 et 1300 m.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique, Etats-Unis) destinée aux déchets militaires (déchets contenant des transuraniens). Site en cours d'exploitation depuis 1999.

Witheshell Laboratory - Centre de recherche canadien situé près de Pinawa dans le Manitoba (Canada) appartenant à l'EACL.

Würenlingen - Située dans le canton d'Argovie (Suisse), cette cité abrite le dépôt intermédiaire centralisé « ZWILAG » pour l'ensemble des déchets nucléaires.

XANES - X-Ray Absorption Near Edge Structure - Absorption de raies X par la structure d'angle proche.

Yucca Mountain - Nevada - USA - site prévu pour le stockage des déchets ; en voie de qualification principalement pour les combustibles usés civils.

Zéolithe - Silicate naturel complexe utilisé souvent pour ses propriétés sorbantes.

Zircon - Silicate naturel de Zirconium - minéral très résistant aux altérations $ZrSiO_4$.

Zircone - Appellation de l'oxyde de zirconium ZrO_2 .

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium $CaZrTi_2O_7$.