



**HAL**  
open science

## La gestion des déchets nucléaires de longue période

Bruno Ancelin, Etienne Chenevier

► **To cite this version:**

Bruno Ancelin, Etienne Chenevier. La gestion des déchets nucléaires de longue période. Sciences de l'ingénieur [physics]. 1982. hal-01909914

**HAL Id: hal-01909914**

**<https://minesparis-psl.hal.science/hal-01909914>**

Submitted on 31 Oct 2018

**HAL** is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

Ecole Nationale Supérieure  
des Mines de Paris

LA GESTION  
DES DECHETS NUCLEAIRES  
DE LONGUE PERIODE

-----  
Dossier long

Consultation  
sur place



Bruno ANCELIN, Ingénieur des Mines

Etienne CHENEVIER, Ingénieur des  
Ponts-et-Chaussées

juin 1982

TX/TE 18 1160. 14.01 SE 0200

Nous tenons à adresser nos plus vifs remerciements à Monsieur de TORQUAT et Messieurs CORNIER et HOUZE, du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires au Ministère de l'Industrie, pour les conseils avisés et l'attention bienveillante qu'ils ont bien voulu porter à nos travaux.

Nous remercions également pour l'aide qu'ils nous ont apportée :

Melles	A. SUGIER	CEA/DAED
	N. SUGIER	CEA/DAED
Mmes	ANDRE-JEHAN	CEA/ANDRA
	TAVENAU	CEA/DERDCA
MM.	AROD	CEA/IPSN/DSN
	AUCHAPT	CEA/DERDCA
	AYCOBERRY	COGEMA/BR
	BARBREAU	CEA/IPSN/CSDR
	BARTHOUX	CEA/ANDRA
	BASTIEN-THIRY	COGEMA/BR
	BEAUFRERE	MINISTERE DE L'INDUSTRIE/DGEMP
	BERGER	MINISTERE DE L'INDUSTRIE/SCSIN
	BERMOND	COGEMA/MARCOULE
	BONNIAUD	CEA/DERDCA
	BRESCHET	COGEMA/MARCOULE
	CARLE	EDF
	CHAMBON	CEA/DERDCA
	CHOTIN	COGEMA/MARCOULE
	CLERMONT	CONSEIL GENERAL DES MINES
	COUAIRON	CEA/ANDRA
	COURROUBLE	CEA/DERDCA
	DABAT	COGEMA/LA HAGUE
	DUMETZ	COGEMA/LA HAGUE
	FISHER	CEA/DERDCA
	FERNANDEZ	COGEMA/MARCOULE

	GAUVENET	EDF
	A. GIRAUD	COGEMA
	B. GIRAUD	CEA
	R. GIRAUD	CEA/IPSN/CSDR
	GODART	EDF/SERV. COMBUSTIBLES
	HABIB	MINISTERE DE L'INDUSTRIE/SCSIN
	HUGONY	COGEMA/MARCOULE
	JANIN	EDF/SERV. COMBUSTIBLES
	LANGLOIS	CEA/DERDCA
	LAUDE	CEA/DERDCA
	J.L. LAURENT	MINISTERE DE L'ENVIRONNEMENT/DPPN/SEI
	J.P. LAURENT	COGEMA/LA HAGUE
	LAURET	FRANCE-DECHETS
	LAVIE	CEA/ANDRA
	LECORCHE	CEA/CSLU
	LEFEVRE	CEA/DAED
	LEFILLATRE	CEA/DERDCA
	MARQUE	CEA/ANDRA
	de MARSILY	ECOLE DES MINES
	MARTIN	COGEMA/MARCOULE
Dr	MECHALI	CEA/IPSN/DPr
MM.	MEGY	CEA/DERDCA
	PATARIN	CEA
	QUENIART	CEA/IPSN/DSN
	SCHAPIRA	PHYSICIEN NUCLEAIRE
	SOULIER	COGEMA/MARCOULE
	SOUSSELIER	CEA/IPSN/CSDR
	TRAVERT	COGEMA/LA HAGUE
	VAN KOTE	CEA/ANDRA

Nos remerciements vont également, pour la réalisation matérielle  
de ce rapport à Melle ESNARD, Mmes GRAS, HARRAULT, LAZZARRI et MARTIN

Table des matières  
-:-:-:-:-:-:-:-:-:-:-

	Page
Introduction : Qu'est-ce qu'un déchet nucléaire ?	4
<u>I - Les déchets de longue période : aspects techniques</u>	
1) Origine et production des déchets	
a) origine des déchets	13
b) classification des déchets	20
c) prévisions de production	21
2) Principes de gestion et solutions techniques envisageables	
a) les principes	
- l'éloignement de la biosphère - Principes de radioprotection	22
- les grandes étapes de la gestion des déchets de longue période	24
- la notion de système de confinement	25
- l'immobilisation du déchet (1er système de confinement) = procédés retenus	25
b) les solutions envisageables	
- le stockage géologique	26
- l'enfouissement sous le fond des océans	28
- l'évacuation spatiale	28
- la transmutation	29
3) Le stockage géologique, solution actuellement retenue	31
a) objectifs de sûreté	32
b) choix des sites	33
- procédure de choix	34
- études à mener	35

.../...

<u>II - Les stratégies possibles</u>	
1) les principaux critères de choix	38
a) le coût	38
b) la vision dans le temps	39
c) le principe ALAPA	40
2) Les stratégies possibles	41
a) trois stratégies découlant des critères de choix	41
b) la situation actuelle	42
3) Les contraintes	
a) l'héritage du passé	
- l'encombrement des centres de production	43
- l'absence de ligne directrice des choix dans le passé	43
- un état d'avancement inégal de la recherche	44
b) le poids du futur	
- un calendrier serré	45
- des difficultés pour l'ouverture de nouveaux centres de stockage	46
<u>III - La situation actuelle au travers de deux exemples</u>	
1) La vitrification des produits de fission et le stockage des conteneurs de verre	47
2) Le conditionnement et le stockage des coques et des boues	50
<u>IV - Propositions et conclusions</u>	
1) Un choix politique avant tout	52
2) Pour une organisation administrative cohérente	56
3) Propositions techniques	
a) propositions générales	58
b) actions de recherche et développement	68
c) rechercher des sites et entreprendre les évaluations de sûreté correspondantes	70
4) Conclusions	71

"A force d'aller au fond du problème,  
on y reste..."

(Jean COCTEAU)

" - Mais, mon général, pour faire un cèdre,  
il faut cent ans !

- Eh bien, puisqu'il faut cent ans, pourquoi  
avoir perdu six mois ?"

(LYAUTEY)

## INTRODUCTION

### Qu'est-ce qu'un déchet radioactif ?

Toute activité humaine quelle qu'elle soit engendre la production de déchets. Il en est ainsi pour toute production d'énergie, et en particulier pour la production d'énergie électronucléaire.

La France produit chaque année 5 tonnes de déchets par habitant, dont un kilogramme de déchets radioactifs.

Aux termes de la loi du 15 juillet 1975, est considéré comme 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". Comme nous le verrons ci-après, les déchets radioactifs ne sont pas abandonnés ou leur abandon éventuel est différé à une échéance lointaine. Ce type de déchet échappe donc à la définition de la loi. Il convient d'en donner une définition plus précise.

L'industrie nucléaire engendre des résidus constitués par :

- des effluents radioactifs
- des déchets radioactifs

Les effluents radioactifs, liquides ou gazeux, peuvent, dans le cas général et après traitement, être rejetés dans l'environnement dans des conditions très précises fixées par arrêté des ministres chargés de la santé et de l'industrie.

Les déchets radioactifs ne doivent pas être rejetés dans l'environnement, mais stockés dans des conditions sûres, précisées également par des dispositions administratives.

La définition que l'on peut donner d'un déchet radioactif est la suivante : c'est un produit gazeux, liquide ou solide, qui résulte des activités nucléaires, qui n'est pas ou plus utilisable, et dont le rejet dans l'environnement n'est pas autorisé. Les déchets doivent être solides, ou rendus tels, pour être stockés à long terme.

Il faut noter que cette notion de déchet radioactif, bien que précisée ci-dessus, est encore très floue :

- aucune référence n'est faite au caractère radioactif d'un tel produit : le fait de résulter d'activités nucléaires n'implique pas nécessairement sa radioactivité. Très souvent, une proportion importante de déchets produits est constituée de matière non radioactive. Ceci pose le problème de la limite inférieure en-deçà de laquelle un déchet peut être considéré comme non radioactif, et serait susceptible d'être éliminé par des voies "classiques". Le décret 66-450 du 20 juin 1966, relatif à la protection contre les rayonnements ionisants, tente, dans son article 3, de répondre à cette question (cf. annexe 1), en excluant de son champ d'application "les substances radioactives dont l'activité massique est inférieure à 2 microcuries par kilogramme<sup>+</sup>, ou 10 microcuries par kilogramme pour les substances radioactives solides naturelles". Cette définition pourrait être d'une grande portée (séparer les déchets radioactifs proprement dits des déchets ordinaires).

Mais, quelque poussés que puissent être les contrôles de radioactivité sur les déchets ayant leur origine dans une activité nucléaire, il apparaît quasi impossible de remettre en circulation dans les circuits habituels des produits frappés de l'étiquette "d'origine nucléaire".

-----  
<sup>+</sup> L'activité d'un radioélément est égale au nombre de désintégrations par seconde de ce radioélément. L'unité la plus employée est le curie (Ci), activité d'un gramme de radium 226, soit  $3,7 \times 10^{10}$  désintégrations par seconde. L'unité légale est le becquerel (Bq), égal à 1 désintégration par seconde.

- la notion d'utilité, qui figure dans la définition d'un déchet, peut varier considérablement dans l'espace et dans le temps : pour reprendre l'exemple des sources de rayonnement, celles-ci ont longtemps constitué un débouché de valorisation de certains produits de l'industrie nucléaire (césium 137). Mais un radioélément utile par nature peut cesser de l'être s'il est produit en excès, ce qui est ou sera le cas pour la plupart d'entre eux. A l'inverse, il ne faut pas oublier que le propre d'un radioélément est de se désintégrer au bout d'un temps plus ou moins long pour donner naissance à un élément différent. Ainsi, l'extrémité stable d'une chaîne de désintégration peut être un produit rare ou stratégique.

Il y a donc une certaine difficulté à appeler déchet un matériau qui deviendra, à terme, source de produits valorisables. C'est en particulier le cas des mélanges de produits de fission et d'insolubles de dissolution issus du retraitement des combustibles irradiés et destinés à être vitrifiés. Ceux-ci contiennent ou contiendront à terme, du molybdène, du ruthénium, du rhodium, du palladium, de l'argent et des terres rares, en concentration significative. Cette notion de produit valorisable fait, bien entendu, abstraction des difficultés (technologiques ou autres) qui se feront jour pour sa récupération.

Enfin, et d'une façon plus générale, peut-on présumer du progrès de l'humanité et de l'utilité qu'aura dans le futur tel ou tel matériau ?

Ces quelques remarques mettent donc l'accent sur la liaison entre échelle de temps, utilité, radioactivité et notion de déchet.

Au-delà de ces remarques de forme, il faut se rendre à l'évidence que l'industrie nucléaire produit actuellement quantité de substances dont aucune utilisation n'est envisagée, dont la conservation en l'état peut engendrer des risques pour la population, et dont le volume prend des proportions telles que leur gestion à l'échelle au moins nationale doit être envisagée (pour les prévisions de production en volume, voir le I c) ci-après).

Il est utile de noter que les combustibles irradiés issus des centrales nucléaires sont ou ne sont pas des déchets selon l'objectif que l'on se fixe : ils contiennent des matières (uranium enrichi à 1 % en U-235, plutonium), que la politique française du cycle du combustible nucléaire telle qu'elle est définie par le CEA s'est donnée pour objectif de réutiliser.

### Caractéristiques des déchets radioactifs

Les caractéristiques des déchets radioactifs sont de deux types, selon qu'elles sont liées ou non au caractère radioactif du déchet.

#### 1- Caractéristiques radioactives

a) La nature des produits radioactifs contenus : ceux-ci peuvent présenter 3 types de radioactivité :

- bêta (émission d'électrons)
- gamma (émission de photons)
- alpha (émission de particules alpha (noyaux d'hélium))

b) La période (ou demi-vie radioactive) des produits contenus, temps au bout duquel la quantité d'émetteurs initiaux est réduite de moitié (ou transformée en d'autres émetteurs). Cette période peut être extrêmement variable : de l'ordre de quelques jours (l'élément n'apparaît plus dans le déchet après quelques semaines) ou au contraire extrêmement longue (neptunium 237, iode 129) (cf. tableau I)

c) l'activité spécifique ou massique (en Ci/m<sup>3</sup> ou Ci/t) à une date déterminée permet de trier les déchets par classe d'activité. (Cf. "classification déchets").

d) l'activité totale par conteneur (fût, bloc, monolithe, etc...) et par type de radioéléments à une date déterminée.

## 2 - Caractéristiques non radioactives

- a) L'état physique du déchet : gaz, liquide ou solide.
- b) La composition chimique du déchet : oxyde insoluble, complexes, matière organique, etc...

La première catégorie de caractéristiques permet de classer les déchets nucléaires par nuisance potentielle (liée à la combinaison de ces facteurs).

La seconde permet de préconiser, pour un déchet concerné, tel type de traitement et de conditionnement, afin que son état final soit compatible avec les exigences de sûreté liées à sa destination.

### Qu'entend-on par longue période ?

Parmi les caractéristiques des déchets énoncées ci-dessus, l'une est particulièrement importante : il s'agit des périodes radioactives, des radioéléments contenus. En effet, il ne faut pas oublier que le propre de la radioactivité est de décroître avec le temps. De plus, la radioactivité est un phénomène naturel, la terre contenant des proportions non négligeables de radioéléments de toutes sortes.

Partant de ces constatations, il est possible de distinguer deux catégories de déchets nucléaires :

- les déchets d'activité spécifique faible ou moyenne ne contenant pratiquement que des radioéléments à période courte, les radioéléments à période longue n'étant présents qu'en quantité négligeable (catégorie A)
- les autres déchets (catégories B et C ; voir I b)).

On entend par "période courte", une période radioactive inférieure ou de l'ordre de 30 ans.

Tableau I. Nucléides importants pour la gestion des déchets radioactifs

Nucléide	Période	Mode de décroissance principal	Principaux mécanismes de formation
Tritium	12,3 a	$\beta$	Fission et capture neutronique
Carbone-14	$5,7 \times 10^3$ a	$\beta$	Capture neutronique
Argon-41	1,8 h	$\beta^*$	Capture neutronique
Fer-55	2,9 a	CE <sup>b</sup>	Capture neutronique
Cobalt-58	72 j	$\beta^*$	Capture neutronique
Cobalt-60	5,3 a	$\beta^*$	Capture neutronique
Nickel-63	120 a	$\beta$	Capture neutronique
Krypton-85	10,8 a	$\beta^*$	Fission
Strontium-89	51 j	$\beta$	Fission
Strontium-90	28 a	$\beta$	Fission
Yttrium-91	59 j	$\beta$	Fission
Zirconium-93	$1,5 \times 10^6$ a	$\beta$	Fission
Zirconium-95	64 j	$\beta^*$	Fission et capture neutronique
Niobium-95	35 j	$\beta^*$	Fission et filiation du zirconium-95
Technétium-99	$2,1 \times 10^5$ a	$\beta$	Fission
Ruthénium-106	1 a	$\beta$	Fission
→ Iode-129	$1,7 \times 10^7$ a	$\beta$	Fission
Iode-131	8 j	$\beta^*$	Fission
Xénon-133	5,2 j	$\beta^*$	Fission
Césium-134	2,1 a	$\beta^*$	Fission et capture neutronique
Césium-135	$2 \times 10^6$ a	$\beta$	Fission
Césium-137	30 a	$\beta$	Fission
Cérium-141	33 j	$\beta^*$	Fission
Cérium-144	285 j	$\beta^*$	Fission
Prométhium-147	2,6 a	$\beta$	Fission
Samarium-151	93 a	$\beta$	Fission
Europium-154	16 a	$\beta^*$	Fission et capture neutronique
Plomb-210	22 a	$\beta$	Filiation du polonium-214
Radon-222	3,8 j	$\alpha$	Filiation du radium-226
Radium-226	$1,6 \times 10^3$ a	$\alpha^*$	Filiation du thorium-230
Thorium-229	$7,3 \times 10^3$ a	$\alpha^*$	Filiation de l'uranium-233
Thorium-230	$8 \times 10^4$ a	$\alpha$	Filiation de l'uranium-234
Uranium-234	$2,4 \times 10^5$ a	$\alpha$	Filiation du protactinium-234
Uranium-235	$7,1 \times 10^8$ a	$\alpha^*$	Origine naturelle, filiation du plutonium-239
Uranium-238	$4,5 \times 10^9$ a	$\alpha$	Origine naturelle
→ Neptunium-237	$2,1 \times 10^6$ a	$\alpha$	Capture neutronique et filiation de l'américium-241
Plutonium-238	87 a	$\alpha$	Capture neutronique et filiation du curium-242
→ Plutonium-239	$2,4 \times 10^4$ a	$\alpha$	Capture neutronique
→ Plutonium-240	$6,6 \times 10^3$ a	$\alpha$	Capture neutronique
→ Plutonium-241	15 a	$\beta$	Capture neutronique
→ Plutonium-242	$3,87 \times 10^5$ a	$\alpha$	Capture neutronique
→ Américium-241	433 a	$\alpha$	Capture neutronique et filiation du plutonium-241
Américium-243	$7,37 \times 10^3$ a	$\alpha$	Capture neutronique
Curium-242	163 j	$\alpha$	Capture neutronique
Curium-244	18 a	$\alpha$	Capture neutronique

(a) Associé à un rayonnement gamma pénétrant.  
 (b) CE = capture électronique.

Source : OCDE/AEN

L'examen du tableau des radioéléments montre qu'à quelques rares exceptions près (iode 129 essentiellement), les éléments émetteurs bêta-gamma ont une période radioactive courte.

Par contre, les émetteurs alpha, qui sont les éléments lourds (actinides), possèdent une période d'un autre ordre de grandeur (quelques milliers à quelques millions d'années).

Il est admis que, pour un déchet de catégorie A, compte tenu de son activité initiale spécifique faible ou moyenne et de sa période, la nocivité potentielle a disparu au bout de quelques centaines d'années (le chiffre qui apparaît le plus couramment est 300 ans, soit 10 fois la période maximale des éléments contenus. L'activité résiduelle est alors environ le millième de l'activité initiale).

La durée du risque potentiel engendré par ce type de déchet, bien qu'importante, est à l'échelle humaine (quelques générations).

D'ores et déjà, des solutions de gestion de ces déchets ont été retenues dans le monde. Elles sont au nombre de deux :

- l'immersion en mer,
- le stockage à la surface de la terre ou au voisinage immédiat de la surface (subsurface).

Les principes de sûreté qui gouvernent ces choix sont :

- le confinement : absolu pour le stockage, dans un premier temps, il est obtenu par incorporation du déchet, préalablement solidifié si nécessaire, dans un système de confinement (fût, matrice...). Ce système pouvant s'avérer insuffisant à l'échelle de temps imposée, un second et un troisième systèmes de confinement, constitués d'une part par les ouvrages de stockage, d'autre part par le milieu géologique environnant, lui sont adjoints ; ces divers systèmes de confinement ont pour but d'empêcher le transfert de la radioactivité vers l'environnement, transfert dont les principaux vecteurs sont l'eau et l'air (remise en suspension de poussières). En ce qui concerne l'immersion, le retard de transfert est assuré par le premier système de confinement.

- la dilution, en ce qui concerne l'immersion en mer. Ce principe s'appuie sur le fait que l'eau de mer, comme l'ensemble de la planète, contient déjà une proportion non négligeable de radioéléments. Cette dilution n'est bien sûr obtenue qu'après que le conditionnement du déchet se soit dégradé, ce qui permet à la radioactivité de décroître avant sa lixiviation dans le milieu marin.

Les déchets de catégorie A, dits de faible et moyenne activité et de période courte, ne sont pas l'objet de ce dossier : leur gestion met en oeuvre des options et des solutions techniques, qui sont supposées définitivement retenues.

Nous serons néanmoins amenés à parler de ces déchets, en particulier au sujet de la définition des normes : les déchets de catégorie A pouvant contenir, comme d'ailleurs tout élément naturel, une quantité très faible de radioéléments à période longue, il convient de définir le seuil (en quels termes ?) en-deçà duquel un déchet peut être classé dans la catégorie A. Il est bien évident que le seuil zéro conduirait purement et simplement à supprimer cette catégorie de déchets, par impossibilité de pouvoir apporter la preuve de l'absence totale d'émetteurs alpha, les moyens de mesure n'ayant pas une précision suffisante).

L'objet de ce dossier est donc de présenter quels sont ou quels pourraient être les grands principes de la gestion des déchets radioactifs de longue période. Ceux-ci seront présentés plus précisément dans la première partie du rapport en fonction de leur origine.

#### Les déchets nucléaires : problème nouveau, mais pas spécifique

Avant d'envisager de "gérer" les déchets nucléaires de longue période, il convient de s'interroger sur les raisons pour lesquelles une telle gestion est nécessaire. Plusieurs notions peuvent être dégagées du concept de déchet nucléaire de longue période :

- l'encombrement du produit,
- son inutilité immédiate,
- sa durée de vie très longue,
- sa nocivité potentielle.

Ces caractéristiques ne sont pas spécifiques aux déchets nucléaires, mais pourraient être celles de tout autre déchet industriel (et en particulier chimique). Seule diffère la nature de la nocivité potentielle engendrée du fait de l'existence du déchet. Quant aux effets, ils peuvent être similaires.

La principale spécificité du déchet nucléaire est essentiellement due à l'étiquette "d'origine nucléaire" dont il est frappé. Certaines catégories de déchets (haute activité), les moins importants en volume, présentent de plus deux caractéristiques spécifiques : les colis sont très irradiants, ce qui implique de mettre en oeuvre des dispositifs de protection contre les radiations, et le dégagement thermique des colis est important. Ces deux propriétés disparaissent avec les émetteurs à durée de vie courte (bêta-gamma).

Globalement, la gestion des déchets nucléaires a pour but d'assurer la sécurité des biens, des personnes et de l'environnement. Afin d'éviter que cette sécurité ne soit mise en défaut, les mesures adéquates de prévention et de protection doivent être prises. Sur ce problème, la sensibilité du public est d'autant plus exacerbée que ces déchets sont l'aboutissement de toute la chaîne de production d'énergie nucléaire.

Tout d'abord, il convient de rectifier l'image de "bombe à retardement" que la rumeur publique entretient à propos des déchets nucléaires comme des autres déchets industriels. Les risques potentiels engendrés par les déchets sont assez différents de ceux qui sont liés au fonctionnement d'un réacteur nucléaire ou d'une usine chimique par exemple. Il n'y a pas de risque d'explosion ou de dissémination violente de toxicité, dues à un milieu évolutif. Le déchet est un milieu que l'on veut le plus stabilisé et inerte possible. Nous verrons dans ce rapport que ce souhait pose le problème du bon choix du conditionnement du déchet.

Le problème essentiel posé par l'existence de déchets nucléaires est le transfert possible de substances radiotoxiques vers l'homme par des voies diverses dont la principale, eu égard aux grands principes retenus pour la gestion, est l'eau. Nous reviendrons dans le rapport sur les orientations techniques prises actuellement.

Mais ce problème tout à fait fondamental est posé de façon similaire par tous les types de déchets à longue durée de vie. L'acuité du problème n'est pas moindre pour les déchets chimiques par exemple : ce cas particulier de déchets montre peut-être encore plus que les déchets nucléaires (dont la nocivité potentielle décroît avec le temps) que nous avons à faire face à un impératif de type tout-à-fait nouveau : nous débarrasser de déchets encombrants tout en assurant la sécurité des populations, eu égard à la très longue durée de la nocivité potentielle des produits à évacuer.

Pour les déchets industriels, la difficulté est encore plus grande pour mettre en place des solutions de gestion :

- les producteurs sont très nombreux, répartis géographiquement sur toute la surface du territoire.
- il n'y a pas, contrairement à l'industrie nucléaire, de contrôle d'Etat sur les producteurs en ce qui concerne la production des déchets.
- il existe déjà de nombreuses décharges de déchets, ne répondant pas toutes aux impératifs de sûreté édictés par l'Administration (Ministère de l'Environnement), bien que la situation soit en cours d'assainissement.
- il n'y a pas, en ce qui concerne les déchets industriels, d'organisation de gestion et d'organisme de sûreté centralisés, qui permettent d'uniformiser l'appréhension du problème.
- certaines caractéristiques de déchets chimiques par exemple, ne sont pas connues, en particulier la durée de leur nocivité potentielle. Ceci rend difficile l'adéquation des moyens à mettre en oeuvre aux objectifs de sûreté.
- la vision des acteurs est, en général, très courte dans le temps. Enfouir un déchet et garantir son intégrité pendant 5 ans implique souvent ipso facto son abandon définitif.

En ce qui concerne les déchets nucléaires, il convient de profiter de la chance qu'offrent plusieurs avantages indéniables :

- des producteurs soumis au contrôle de l'Etat.
- une production très peu diffuse et sévèrement contrôlée.
- une assez bonne connaissance des produits.
- l'existence du service central de sûreté des installations nucléaires, appuyé par l'expertise technique de l'institut de protection et de sûreté nucléaire.
- l'existence de l'agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, organisme unique chargé de mettre en œuvre les solutions de gestion pour les déchets radioactifs, appuyée par les moyens de recherche du commissariat à l'énergie atomique.

L'industrie nucléaire française, en point de mire en matière de protection de l'environnement, ne peut pas se permettre de rater la réalisation du dernier maillon qui fermerait complètement le cycle du combustible nucléaire.

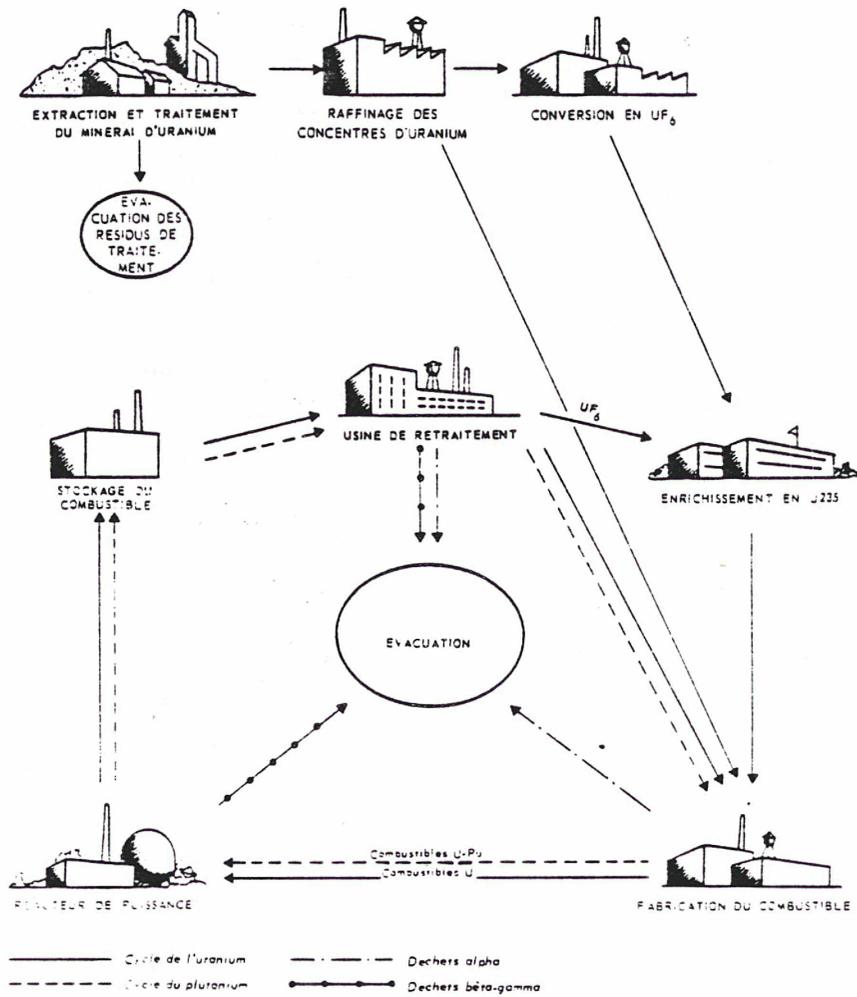
## I LES DECHETS NUCLEAIRES : ASPECTS TECHNIQUES

### I.1. Origine, production et classification des déchets

#### I.1.a Origine des déchets

Les déchets provenant des activités nucléaires sont produits au cours des différentes étapes du cycle du combustible nucléaire et au cours du fonctionnement des réacteurs (cf Figure 1).

PRINCIPALES ETAPES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE  
ET PRODUCTION ASSOCIEE DE DECHETS RADIOACTIFS



- Figure 1 -

Dans l'ordre chronologique de leur production, ces déchets sont les suivants :

a 1) Déchets provenant de l'extraction et du traitement du minerai d'uranium

Comme pour d'autres minerais, l'extraction et le traitement du minerai d'uranium sont à l'origine de la production de déchets, qui sont les résidus de traitement du minerai. Ils contiennent une faible quantité d'uranium non extrait et la plupart de ses produits de filiation naturels, parmi lesquels le radon 222, le radium 226 et le thorium 230 présentent les risques radiologiques les plus importants. Néanmoins, ces déchets posent des problèmes infiniment moindres que d'autres. Quelques mesures conservatoires pour éviter la dissémination des particules radioactives par le vent ou les émanations de radon, sont aisées à prendre (par exemple recouvrir de terre les résidus de traitement). Nous n'envisagerons pas, dans la suite de ce rapport, la gestion de ces déchets, qui est identique à celle des autres déchets miniers.

a 2) Déchets provenant de la fabrication du combustible

Ces déchets sont constitués dans une très large mesure par des résidus technologiques de procédé de fabrication (papier, plastiques, caoutchouc, chiffons, filtres, verres). Les quantités produites sont faibles et ne contiennent que des radioéléments naturels, en particulier pour la fabrication des combustibles destinés aux réacteurs à eau ordinaire sous pression, qui constituent la quasi-totalité du parc d'Electricité de France. En ce qui concerne les combustibles destinés aux réacteurs surrégénérateurs, la production est plus importante et susceptible de contamination par le plutonium (combustibles à l'oxyde mixte U-Pu).

a 3) Déchets provenant du fonctionnement des réacteurs

Pendant le fonctionnement normal des réacteurs, les produits radioactifs contenus ou générés dans les éléments combustibles y restent piégés. Les matières radioactives qui apparaissent dans les déchets normaux de fonctionnement sont essentiellement des radioéléments artificiels à vie courte, provenant de l'activation du circuit primaire de refroidissement. Tant en volume qu'en activité, la partie la plus importante des déchets de réacteurs est constituée par les filtres, résidus de filtration et résines échangeuses d'ions provenant des traitements d'eaux du circuit primaire. Le reste est essentiellement constitué de déchets technologiques (matériel, papier, plastiques, vêtements, etc...).

Ces déchets ont toujours une activité spécifique bêta-gamma faible ou moyenne, associée à l'absence quasi-totale d'émetteurs alpha à vie longue<sup>+</sup>, ce qui permet de les stocker en surface ou subsurface, ou de les immerger.

a 4) Déchets provenant de l'entreposage du combustible avant retraitement

Ces déchets sont par nature même de l'activité qui les engendre, identiques à ceux provenant du fonctionnement des réacteurs (filtres des piscines de stockage, résines, déchets technologiques). Ils sont cependant répertoriés dans les déchets de retraitement.

a 5) Déchets provenant du retraitement des combustibles irradiés

Le retraitement ayant pour but de séparer les produits réutilisables (U-Pu), présents dans les combustibles irradiés, et d'opérer une séparation des déchets proprement dits, il est clair qu'à cette étape du cycle du combustible nucléaire sont produits les déchets les plus actifs. Plus de 99,9 % de la radioactivité des produits de fission et d'activation du cycle du combustible est séparée en différentes catégories de déchets dans les usines de retraitement. De plus, la plupart des déchets de retraitement sont plus ou moins contaminés par des émetteurs alpha à vie longue, tels que les isotopes du plutonium et de l'américium. Ils présentent de ce fait des problèmes à long terme qui n'existent pas pour les déchets de réacteurs par exemple.

-----  
+ sauf dans les cas, très rares, de ruptures de gaines de combustible.

Il convient de noter que l'option de non retraitement des combustibles irradiés simplifierait probablement la gestion des déchets, puisqu'elle se traduirait par la mise au rebut du combustible tel quel, qui constituerait alors un "déchet" unique. Sans préjuger des solutions techniques qui pourraient être mises en oeuvre pour un stockage définitif et qui ne sont pas connues à l'heure actuelle, cette opération présenterait en fait un risque à long terme beaucoup plus élevé, du fait de la présence de tout le plutonium dans le combustible irradié. Même en admettant des pertes élevées pour le retraitement, de l'ordre de 5 %, celui-ci réduit d'un facteur 20 la contamination des produits évacués en plutonium, qui est la principale source de contamination alpha des déchets de retraitement.

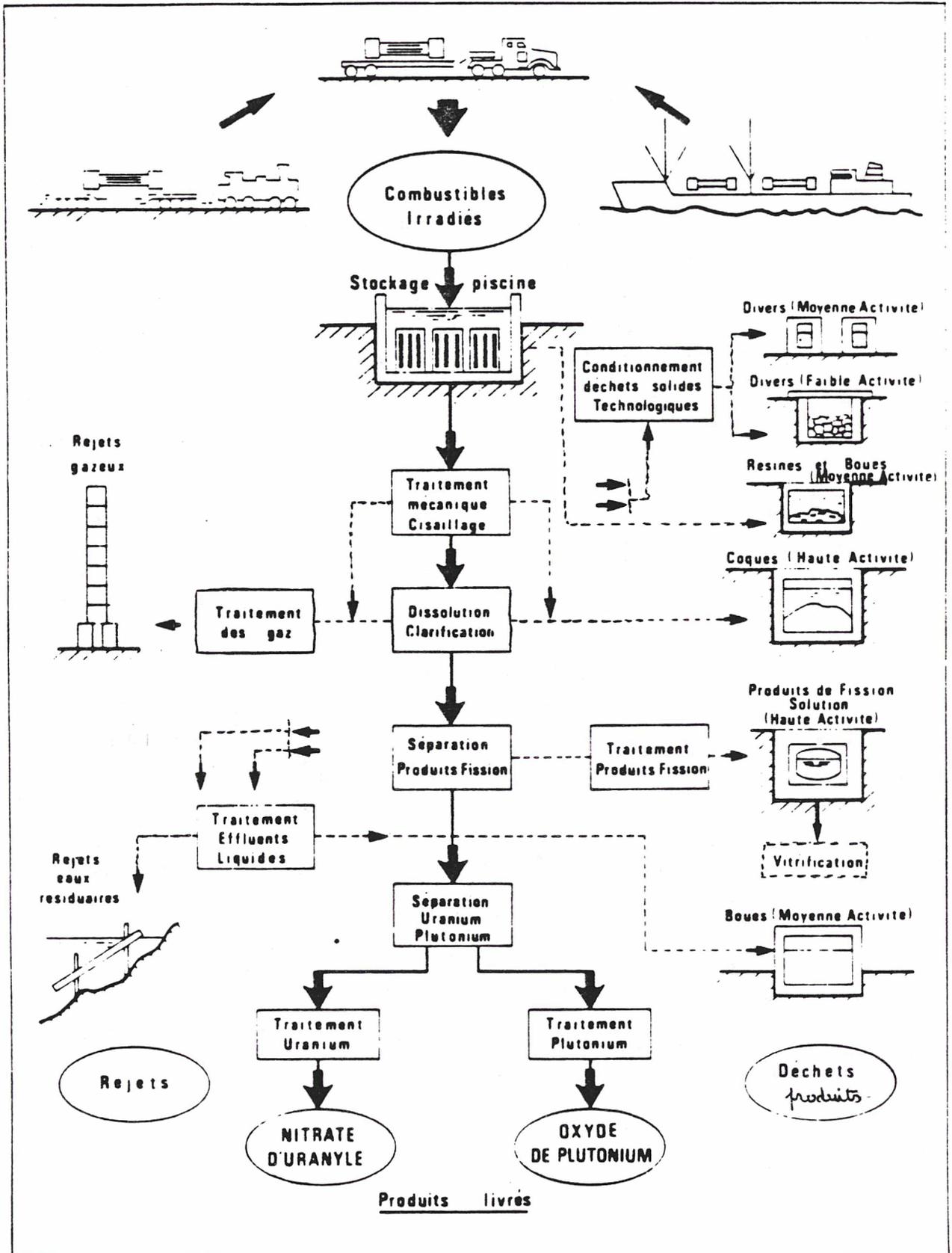
+ Schéma des opérations de retraitement : voir figure 2, les déchets produits figurent dans la colonne de droite.

+ Déchets produits :

a 5-1) Les solutions de produits de fission : elles sont obtenues par le 1er cycle d'extraction, qui a pour but de séparer les produits de fission et la plupart des actinides d'une part, l'uranium et le plutonium d'autre part. Ces solutions, contenant la plupart des produits de fission, présentent une activité bêta-gamma élevée et un intense dégagement thermique. De plus, elles contiennent une grande partie des actinides autres que l'uranium et le plutonium, et ont de ce fait, une activité alpha assez élevée.

Le dégagement thermique décroît avec le temps lors de la disparition progressive des radioéléments à vie courte (émetteurs bêta-gamma). Au bout de quelques centaines d'années, le phénomène thermique a disparu. Subsiste alors le problème des émetteurs à vie longue.

# Schéma des opérations de retraitement



- Figure 2 -

Ces déchets sont constitués par des solutions nitriques, destinées à être calcinées puis vitrifiées après entreposage dans des cuves en acier inoxydable perpétuellement refroidies (cf. infra "vitrification").

a 5-2) Les coques : ce sont les éléments de gaine du combustible initial, cisailé en tronçons de 3 à 5 cm de longueur. Après dissolution de ces tronçons dans l'acide nitrique concentré et bouillant ne subsiste que la gaine, le combustible irradié et les produits contenus (produits de fission, actinides) étant passés en solution.

Ces gaines sont constituées de zircalloy pour les combustibles des réacteurs à eau ordinaire de type courant (PWR ou BWR) ou d'acier inoxydable pour les combustibles des réacteurs à neutrons rapides ou de certains types de réacteurs particuliers (PWR de Chooz).

La radioactivité des coques de dégainage provient :

- de l'activation neutronique des éléments et des impuretés du gainage.
- de la contamination par les produits de fission ou les actinides provenant du combustible. Cette contamination peut avoir plusieurs origines :
  - l'incorporation de combustible occlus ou non dissous (en particulier si les deux extrémités du tronçon de gaine ont été refermées par un mauvais cisailage, phénomène de berlingotage).
  - le dépôt chimique de nucléides à partir de la dissolution
  - l'implantation de noyaux de recul
  - la diffusion sélective de certains nucléides du combustible dans les gaines au cours du fonctionnement du réacteur.

Ces coques présentent donc une activité alpha très variable, liée essentiellement à la quantité de combustible restant après dissolution. Celle-ci est bien évidemment contrôlée après le rinçage des coques par des méthodes indirectes.

a 5-3) Les embouts de combustible : ce sont les éléments de structure situés en tête et en queue des assemblages combustibles. Ces éléments massifs ne contenant pas de matière fissile, sont cisailés respectivement avant et après le découpage de l'assemblage combustible. Il semblerait qu'ils ne constituent pas un support de radioéléments à longue durée de vie mais leur caractérisation reste à faire. Mais, s'ils étaient conditionnés avec les coques, ils contribueraient à augmenter légèrement le volume de celles-ci (les coques se glissant dans les structures des embouts).

a 5-4) Les fines de cisailage et les insolubles de dissolution : ces produits sont récupérés par décantation ou centrifugation. Ils contiennent des quantités non négligeables de produits de fission ou d'activation. Ces produits sont envoyés dans les cuves de stockage des produits de fission (en vue de vitrification).

a 5-5) Les boues de coprécipitation chimique : les effluents liquides d'une usine de retraitement sont envoyés à une station de traitement des effluents (STE) où ils subissent des traitements de précipitation chimique, visant à solidifier les divers radioéléments qu'ils pourraient contenir. Après traitement, les effluents sont rejetés dans l'environnement. Restent les boues de coprécipitation, qui contiennent des quantités souvent importantes de radioéléments divers (produits d'activation, actinides).

a 5-6) Les déchets technologiques, provenant des différentes opérations de retraitement. Leur nature (métal, bois, plastiques, tissus, etc...) et leur activité est extrêmement variable selon l'atelier qui les produit. Par exemple, les déchets technologiques produits dans l'atelier de fabrication du plutonium auront de fortes chances d'être fortement contaminés en émetteurs alpha.

a 6) Déchets provenant d'autres activités que celles du cycle du combustible nucléaire

Ce sont essentiellement les déchets provenant de l'utilisation de sources radioactives dans l'industrie, les laboratoires de recherche, les hôpitaux, etc... Ce sont, en général, des émetteurs bêta-gamma à vie courte, dont la production est tout à fait marginale comparée à celle du cycle du combustible nucléaire (mais beaucoup plus difficile à contrôler....).

a 7) Déchets provenant du démantèlement des installations nucléaires

Les installations nucléaires sont vouées, comme toutes les installations industrielles, à l'arrêt définitif à la fin de leur existence opérationnelle. Après l'arrêt, elles devront être démantelées selon un calendrier qui devra permettre de profiter au maximum de la décroissance radioactive, tout en veillant à conserver l'intégrité de la qualité de confinement par les diverses barrières (enceintes, bâtiments,...) et à ne pas engendrer des dépenses de surveillance ou d'entretien trop importantes.

Les composants qui seront produits par le démantèlement constitueront des déchets appartenant aux mêmes catégories que ceux produits pendant l'exploitation. Leur activité variera donc selon qu'il s'agit de composants de réacteurs, installations de retraitement ou autres.

Pour les déchets à vie courte, on estime aujourd'hui que le volume produit sera du même ordre de grandeur que celui produit pendant l'exploitation. Pour les déchets de haute activité ou à vie longue, ce volume devrait être notablement plus faible que celui produit pendant l'exploitation.

### I-1-b Classification des déchets

Comme il a été indiqué dans l'introduction, on est amené à classer les déchets en fonction de leurs caractéristiques radioactives, de manière à spécifier quel type de gestion à long terme leur appliquer.

Il faut signaler que la classification que nous indiquons ici, ainsi que les dénominations retenues, ne sont pas uniques, mais sont les plus couramment utilisées.

Cette classification se décompose comme suit :

- déchets de catégorie A : dits "déchets de faible et moyenne activité" ou "déchets FA/MA", ils sont caractérisés par :

- . des radioéléments à période courte
- . une très faible proportion de radioéléments à période longue
- . une activité spécifique faible ou moyenne.

- déchets de catégorie B : dits "déchets alpha", ils sont caractérisés par :

- . des radioéléments à période longue (en général émetteurs alpha, d'où leur dénomination générique)
- . une activité spécifique faible ou moyenne.

- déchets de catégorie C : dits "déchets de haute activité" ou "déchets HA" ou "verres", ils sont caractérisés par :

- . des radioéléments à période courte, mais associés à une activité spécifique radioactive très élevée
- . une forte activité thermique
- . des radioéléments à période longue, avec une activité spécifique moyenne.

Comme nous l'avons signalé dans l'introduction, les déchets de la catégorie A, destinés au stockage en surface ou en subsurface ou à l'immersion, ne contenant que très peu de radioéléments à période longue, ne sont pas l'objet de ce rapport.

Il est en général aisé de classer un déchet en fonction de son activité spécifique liée aux radioéléments de période courte (émetteurs bêta-gamma), les frontières inférieure de la catégorie C et supérieure de la catégorie A étant bien distinctes dans la pratique (ex : solutions de produits de fission → cat. C et déchets de réacteurs → cat. A).

Mais, il est souvent beaucoup moins facile, pour un déchet de faible ou moyenne activité liée à des radioéléments de période courte, de le classer soit dans la catégorie A, soit dans la catégorie B. Le critère de classement paraît à priori simple, puisqu'il suffirait de déterminer la teneur du déchet en radioéléments à période longue. Il est donc nécessaire de définir une norme de teneur en radioéléments à période longue, au-delà de laquelle un déchet appartiendra à la catégorie B.

Pour le stockage en surface sur le Centre de la Manche, où ne sont acceptés en stockage définitif que les déchets de la catégorie A, cette norme est de une curie alpha par mètre cube de déchets conditionnés (1 Ci / m<sup>3</sup>). Il semble, au regard des études menées en vue de l'ouverture d'un second centre de stockage de déchets de catégorie A, que cette norme soit en cours d'évolution pour atteindre 0,1 Ci alpha par tonne (tout au moins "en moyenne pour un lot de 1000 tonnes").

Sans vouloir nous prononcer sur le bien-fondé d'une telle évolution, la définition de cette norme appelle plusieurs remarques :

- la dernière valeur citée semble être l'extrême limite inférieure du seuil de contamination alpha mesurable industriellement (c'est-à-dire de façon non destructive), dans les conditions actuelles de technologie disponible.
- Cette valeur a été calculée de la manière suivante : la réalisation d'un grand chantier (construction d'une autoroute), bouleversant toute la morphologie du terrain d'un centre de stockage de déchets de type A après la fin de la période de surveillance (banalisation du site après 300 ans), ne conduirait pas à une dispersion de matières radioactives susceptible d'engendrer des risques radiologiques inacceptables pour les travailleurs et la population.

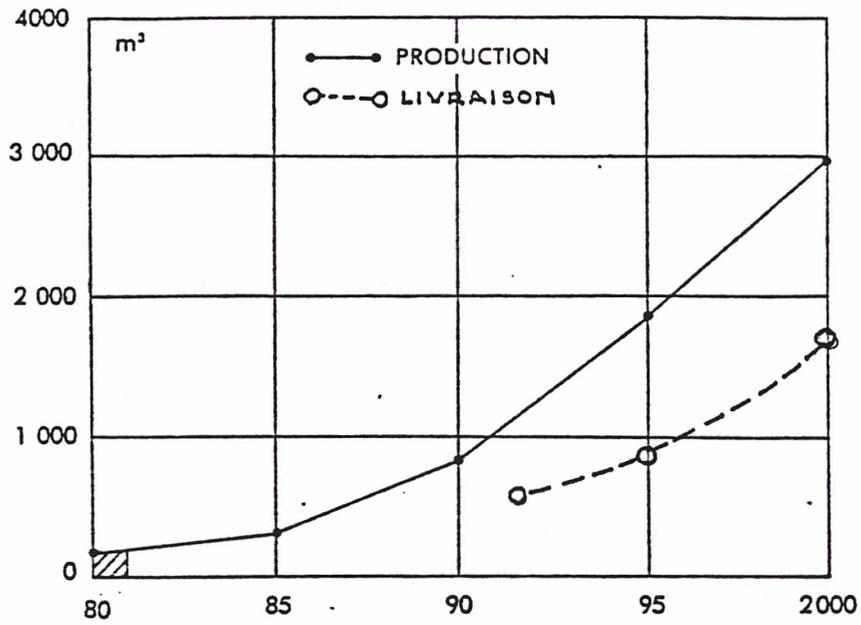
Ce scénario n'est pas nécessairement, pour tous les centres de stockage, "le plus probable pour un retour maximal de contamination vers l'homme". Il nous semble donc que la définition de la norme soit propre à chaque centre de stockage.

- Cette valeur, qui est une norme d'activité spécifique (volumique ou massique) n'a de sens que si lui sont adjointes les quantités totales de radioéléments stockables sur le centre de stockage, compte-tenu de ses caractéristiques (nature du terrain, surface totale, régime de précipitations, etc...). Ces quantités concernent autant les radioéléments à période longue que ceux à période courte.

#### I-1-C Prévisions de production

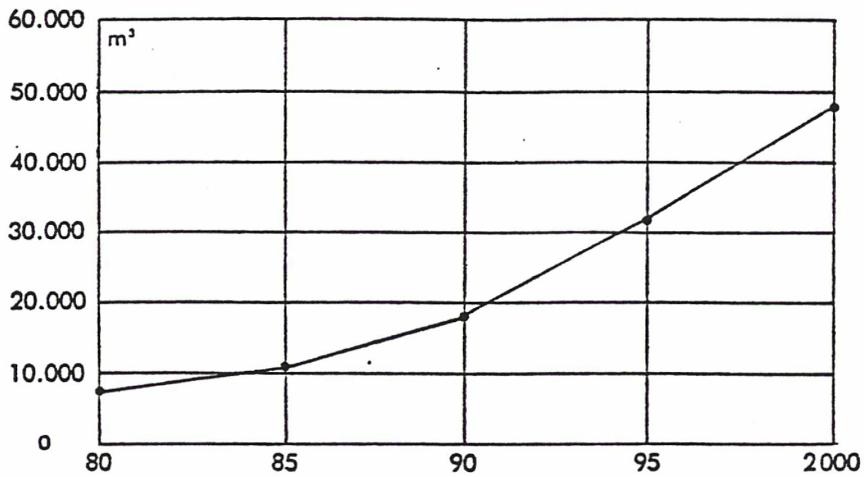
Parant des définitions du paragraphe précédent, et compte-tenu :

- de l'évolution prévue du programme nucléaire français, en particulier quant au nombre de tranches nucléaires à entrer en service,
- de m'expérience passée quant aux volumes de production de déchets de réacteurs ou de fabrication de combustible,
- du programme prévisionnel de retraitement de la COGEMA, en ce qui concerne les combustibles français,
- de l'expérience passée quant aux volumes de production de déchets des usines de retraitement,
- des performances attendues des nouvelles usines de retraitement de La Hague,



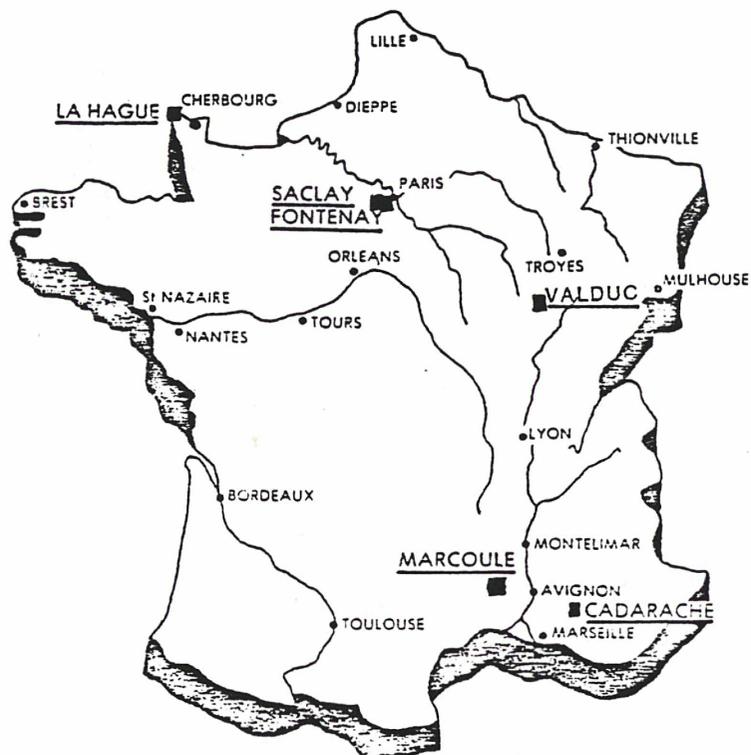
**DECHETS VITRIFIES  
PRODUCTION CUMULEE  
Jusqu'en 2000**





Remarque : Stock existant compris

**DECHETS de  
PRODUCTION CUMULEE  
Jusqu'en 2000**



**Tableau II - Production de déchets radioactifs dans le cycle du combustible nucléaire**  
 Déchets solides ou solidifiés correspondant à une production annuelle d'électricité de 1 000 MW dans un réacteur à eau ordinaire

Origine et type	Volumes (après traitement et conditionnement)	Activité ou poids
1. <i>Extraction et traitement de l'uranium</i> — Résidus solides	60.000 m <sup>3</sup> (40.000 m <sup>3</sup> si le plutonium est recyclé)	0,01 Ci/m <sup>3</sup>
2. <i>Fabrication du combustible</i> — Combustible UO <sub>2</sub> — Combustibles UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> (pour une recharge annuelle de 500 à 700 kg de plutonium)	— 10-50 m <sup>3</sup>	Négligeable 5-10 kg de plutonium
3. <i>Réacteur à eau ordinaire</i> — Divers déchets solides et résines conditionnées	100-500 m <sup>3</sup>	0,1-10 Ci/m <sup>3</sup> bêta-gamma
4. <i>Retraitement</i> — Déchets solidifiés de haute activité  — Coques de dégainage comprimées  — Déchets solides bêta-gamma de faible et moyenne activité  — Déchets solides et solidifiés de radioactivité alpha	3 m <sup>3</sup> (15 m <sup>3</sup> av. vitrification)  3 m <sup>3</sup>  10-100 m <sup>3</sup>  1-10 m <sup>3</sup>	150 MCi bêta-gamma (*) + actinides (2 kg de plutonium pour les combustibles UO <sub>2</sub> ; 5-10 kg de plutonium pour les combustibles UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> )  1,5 MCi bêta-gamma (*) + actinides  0,01 MCi bêta-gamma (*) + contamination alpha  1,5 kg de plutonium

(\*) 150 jours après déchargement du réacteur -

Source : OCDE / Agence pour l'Énergie Nucléaire

Les prévisions de production de déchets des catégories A, B et C s'établissent comme suit (source : ANDRA) :

- Déchets de catégorie A (faible et moyenne activité) :

. stock 1982	:	170.000 m <sup>3</sup>
. prévision 2000 (quantité cumulée)	:	800.000 m <sup>3</sup>

- Déchets de catégorie B (alpha) :

. stock 1982	:	10.000 m <sup>3</sup>
. prévision 2000 (quantité cumulée)	:	45.000 m <sup>3</sup>

- Déchets de catégorie C (haute activité) :

. stock 1982	:	120 m <sup>3</sup>
. prévision 2000 (quantité cumulée)	:	3.000 m <sup>3</sup>

Le volume des éventuels déchets de démantèlement n'est pas compris dans ces prévisions.

Compte-tenu du fait que les quantités sont cumulées, seules des mesures brutales (tel l'arrêt total de la construction de nouveaux réacteurs) seraient en mesure d'infléchir significativement les courbes de production prévisionnelle.

On trouvera de plus dans le tableau II les ordres de grandeur des productions de déchets engendrés par le cycle du combustible nucléaire à mettre en oeuvre pour faire fonctionner pendant un an une tranche nucléaire de 1000 MWe.

I - 2 PRINCIPES DE GESTION ET SOLUTIONS TECHNIQUES ENVISAGEABLES

I-2-a les principes

\* L'éloignement de la biosphère - Principes de radioprotection

L'objectif essentiel de sûreté de la gestion des déchets nucléaires de longue période est d'assurer la protection des populations contre les nuisances potentielles de ces déchets. Ces nuisances consistent en un retour dans la biosphère de radioéléments en quantité ou en concentration telles qu'ils engendreraient pour l'homme des expositions au rayonnement supérieures aux valeurs établies par l'autorité de sûreté. La base de cette réglementation est constituée en France par le décret du 20 juin 1966 relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants (cf. pour plus de précisions : annexe 1).

D'une façon générale, toutes les réglementations en matière de radioprotection dans le monde s'appuient sur les recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR). Les deux publications les plus importantes en ce domaine sont les recommandations CIPR 26 (1977), définissant les principes généraux en matière de radioprotection et les limites de dose, et CIPR 30 (1979-80-82), définissant les limites d'ingestion et d'inhalation annuelles correspondant aux limites de dose. Moyennant certaines hypothèses conventionnelles concernant "l'homme de référence", ces recommandations définissent, pour les différentes catégories de population (travailleurs, public) les limites de dose admissibles pour l'organisme entier ou pour un organe particulier.

Ces recommandations sont reprises au niveau du Conseil des Communautés Européennes par les directives d'Euratom. La plus importante en matière de radioprotection est la directive 80/836 Euratom du 15 juillet 1980. Les états membres disposent d'un délai de 30 mois pour élaborer un texte qui leur permettra de se mettre en conformité avec la directive. Il convient donc d'ores et déjà de se placer dans les conditions de radioprotection qui seront définies en France par ce texte.

- Rappel de quelques notions sommaires de radioprotection :

L'importance de l'effet biologique d'un rayonnement sur le tissu vivant dépend de plusieurs facteurs essentiels qui sont :

- la nature du rayonnement
- la nature du tissu

Par exemple, une particule bêta ( $e^+$  ou  $e^-$ ) abandonnera son énergie dans un tissu de quelques millimètres d'épaisseur, alors qu'il suffira de quelques microns pour freiner une particule alpha. La dose absorbée (en rad soit  $10^{-2}$  J/kg) n'est donc pas satisfaisante pour rendre compte des effets biologiques d'un rayonnement. Le concept d'équivalent de dose a été élaboré à cet effet : l'équivalent de dose absorbée (en rem) est égal au produit de la dose absorbée par un facteur de qualité tenant compte de la nature du rayonnement (variant de 1 pour les rayonnements X, bêta, gamma à 10 pour le rayonnement alpha ou 20 pour les neutrons les plus rapides). Les réglementations définissent en général des limites de dose relatives à l'exposition globale de l'organisme, des limites de dose effectives (doses par organe pondérées) relatives à l'exposition partielle de l'organisme et des limites particulières relatives à certains tissus vivants (cristallin, peau, etc...).

L'irradiation des tissus peut être due, soit à une source externe, soit à une source interne.

Dans le cas d'une source externe, l'irradiation cesse dès lors que l'individu exposé peut se protéger du rayonnement en utilisant, soit la distance, soit des dispositifs d'écran adéquats (plomb, béton, acier,...).

Dans le cas d'une source interne, l'irradiation ne cesse que lorsque l'individu élimine la source. L'irradiation est dans ce cas provoquée par une contamination interne qui peut avoir plusieurs origines :

- l'inhalation de poussières radioactives
- l'ingestion par voie orale de matières radioactives
- la contamination d'une blessure, etc...

- Application aux déchets : les quelques notions élémentaires rappelées ci-dessus montrent que les voies de retour potentiel des radionucléides vers l'homme sont multiples (par exemple, lixiviation du déchet, transfert de radionucléides par l'eau, ingestion de l'eau par l'homme). Les différentes évaluations de sûreté ont pour but de déterminer quel scénario engendrera pour l'homme le transfert de contamination le plus pénalisant. Une question importante est celle de la durée sur laquelle on doit faire porter l'étude de sûreté. Plusieurs considérations peuvent être prises en compte pour déterminer cette durée :

- la durée de nocivité potentielle des différents radionucléides : il faut prendre en compte les plus longues périodes des radionucléides présents en quantité significative dans les déchets, ainsi que leurs produits de filiation, soit :

- . le Pu<sup>239</sup> (période  $2,4 \times 10^4$  ans)
- . le Np<sup>237</sup> (période  $2,1 \times 10^6$  ans), produit de filiation de l'Am<sup>241</sup>
- . l'I<sup>129</sup> (période  $1,6 \times 10^7$  ans, mais émetteur bêta)
- . la chaîne de désintégration du curium.

Cm<sup>242</sup> → Pu<sup>238</sup> → U<sup>234</sup> → Th<sup>230</sup> → Ra<sup>226</sup> → Rn<sup>222</sup> qui correspond à la nuisance potentielle la plus élevée après  $10^5$  ans.

- Lorsque des durées de cet ordre sont atteintes, on atteint l'échelle des temps géologiques. De grands bouleversements géologiques et climatiques peuvent intervenir, et il ne serait pas raisonnable d'envisager un risque lié aux stockages de déchets à une telle échéance. Le ou les risques seront probablement d'une toute autre nature.

Il ressort donc de ces deux considérations que la durée raisonnable sur laquelle doit porter une étude de sûreté se situe autour de  $10^5$  ans, sans que l'on puisse préciser plus avant cette valeur.

Partant de ces constatations, deux voies s'offrent pour répondre au principe général de radioprotection :

- éloigner les déchets de la biosphère : comme leur dispersion dans l'environnement est par définition interdite, il convient d'immobiliser les déchets (afin d'éviter leur dispersion, même accidentelle) et de les stocker dans des conditions de sûreté garantissant le respect des principes généraux de radioprotection.

- éliminer les déchets (en particulier les déchets de longue période) : soit par changement de nature (transmutation), soit par expulsion de la Terre (envoi dans l'espace).

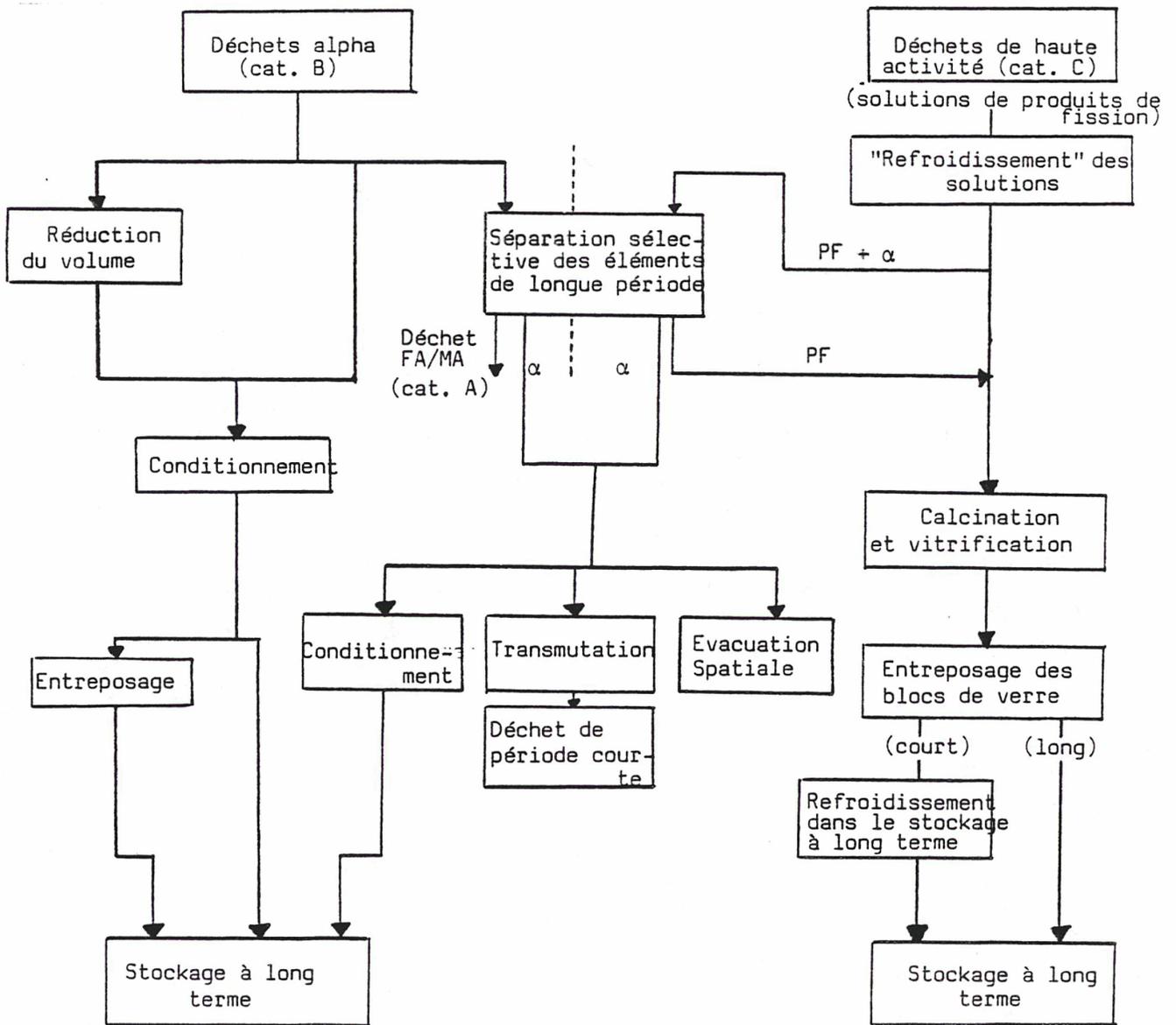
Pour plusieurs raisons qui seront détaillées dans la suite de l'exposé (cf. I-2-b), la première option est actuellement retenue.

\* APPLICATION PRATIQUE : les grandes étapes de la gestion des déchets de longue période

Les principales options pour la gestion des déchets de longue période, qu'il est possible de mettre en oeuvre afin de répondre à l'un ou l'autre des impératifs ci-dessus sont résumés dans le tableau III.

Il apparaît sur ce tableau que la voie d'élimination des déchets ne peut être mise en oeuvre qu'en complément des stockages. En effet, en égard aux volumes produits ( $50.000 \text{ m}^3$  d'ici l'an 2000 pour l'ensemble des catégories B et C), il est impossible d'envisager l'évacuation spatiale de tous les déchets de longue période.

Par ailleurs, la transmutation aboutit par définition à des produits de fission (à vie courte) qu'il ne serait pas raisonnable économiquement d'envoyer dans l'espace.



PF = produits de fission (période courte)  
 α = émetteurs alpha (période longue)

Tableau III : les étapes de la gestion des déchets de longue période.

### LA NOTION DE SYSTEME DE CONFINEMENT

Afin de mettre en oeuvre l'option choisie d'éloignement de la biosphère, il convient de disposer pour tout déchet d'un ensemble de moyens visant à l'immobiliser et à empêcher ou à limiter le plus possible en quantité et dans le temps le retour de radionucléides dans la biosphère. Ces moyens sont appelés systèmes de confinement.

Les différents systèmes de confinement peuvent aussi éventuellement être des écrans destinés à réduire la quantité de rayonnements émise par le déchet.

On distingue plusieurs systèmes de confinement pour un déchet dans une situation donnée (entreposage, stockage à long terme), sur lesquels repose la sûreté radiologique à court, moyen ou long terme. Nous verrons au I-3 quels sont les différents systèmes de confinement pour le stockage à long terme en formation géologique profonde.

Les différents systèmes de confinement jouent deux rôles essentiels :

- s'opposer au transfert du vecteur de contamination -l'eau- vers le déchet.
- s'opposer au transfert de radioactivité en provenance des déchets vers l'environnement.

### LE 1er SYSTEME DE CONFINEMENT : PROCEDES RETENUS

Pour un déchet donné, le premier système de confinement est le moyen d'immobiliser le déchet sous forme solide d'une part, et d'empêcher ou de limiter le plus possible le transfert de matière radioactive du déchet vers l'extérieur d'autre part.

"Ce système est constitué par la forme physico-chimique du déchet conditionné, autour duquel est disposée une enveloppe d'une résistance adaptée aux contraintes auxquelles elle est susceptible d'être soumise". (Règle fondamentale de sûreté générale)\*. En pratique, ce système est constitué par :

- la forme physico-chimique du déchet lui-même,
- le conditionnement du déchet,
- le conteneur dans lequel le déchet est conditionné.

On trouvera dans le tableau IV les différents types de conditionnement qu'il est prévu de mettre en oeuvre dans le cadre de l'ouverture des nouvelles usines de retraitement de La Hague, le sont :

- le verre pour les calcinats de produits de fission,
- le bitume pour les boues de traitement des effluents et les résines de purification, des eaux de piscine,
- le béton pour les coques, les embouts, les déchets technologiques et l'iodure de plomb (résultant du piégeage de l'I<sup>129</sup> par une solution au plomb).

Le lecteur trouvera en annexe 3 les différents types de conteneurs destinés à recevoir ces déchets conditionnés.

\* Règle émise par le SCSIN définissant la pratique réglementaire en matière de sûreté.

- Tableau IV -

Conditionnement des déchets de retraitement  
contenant des radioéléments à longue durée de vie

-:-:-:-:-

Nomenclature COGEMA	Type de déchets	Type de matrice	Type de contenu	Volume du conteneur	Conteneur par t d'U.retraité	Activité/conteneur (au moment du conditionnement)	Puissance thermique/conteneur
1	Produits de fission + Actinides + Fines	Verre	Conteneur spécial acier inox	200 l	0,75	4 400 Ci $\alpha$ 782 000 Ci $\beta/\gamma$	3 500 W
2	Pots de vitrification	/	id.	200 l	0,04		
3	Boues des STF + conc. solvants	Bitume	Fût acier inox	220 l	2,25	1,8 Ci $\alpha$ 174 Ci $\beta/\gamma$	3 W
4	Résines	Bitume	Fût acier inox	220 l	0,15	pas d' $\alpha$ 240 Ci $\beta/\gamma$	4,5 W
5	Coques et embouts	Béton	Fût acier inox	1 430 l	0,4	5 Ci $\alpha$ 32 500 Ci $\beta/\gamma$	170 W
6	Iodure de plomb	Béton	Fût acier inox	1 430 l	0,0125	pas d' $\alpha$ 4 Ci $\beta$ I <sup>129</sup>	-
7	Déchets technologiques	Béton	Fût acier noir	400 l	7,7	moins de 0,4 Ci $\alpha$ environ 16 Ci $\beta/\gamma$	-
8	Déchets technologiques	Béton	Fût acier inox	400 l	0,3	plus de 0,4 Ci $\alpha$ environ 1,6 Ci $\beta/\gamma$	-

Conditions générales : - combustible L'WR, enrichi initialement à 3,5 % en U<sup>235</sup>, irradié à 33 000 MWj/t  
 - retraitement 3 ans après sortie du réacteur  
 - conditionnement des déchets types 2 à 8 en temps réel  
 - vitrification 1 an après retraitement

Il est clair que l'ensemble de ces dispositifs, qui est le premier système de confinement du déchet, participe à la sûreté globale du stockage, mais n'en constitue pas le composant unique. Dans le cas du stockage géologique, nous verrons que deux autres systèmes de confinement participent à la sûreté du stockage. Même dans le cas de l'entreposage, un second système de confinement est constitué par l'ensemble des dispositifs mis en oeuvre pour assurer l'entreposage (installation d'entreposage).

Le premier système de confinement assure la sûreté intrinsèque du déchet à court et à moyen terme, mais quel que soit le mode de conditionnement ou de conteneurage retenu, il serait probablement illusoire de vouloir faire reposer la sûreté à long terme sur ce premier système de confinement. Si cette idée était admise, il ne serait pas nécessaire de rechercher des solutions de stockage répondant aux impératifs découlant du principe général de radioprotection : un stockage des verres, des blocs de béton et de bitume offrirait en surface et à moindres frais un degré de sûreté convenable.

Ceci nous amène à envisager les différentes solutions pour le stockage à long terme ou l'élimination des déchets de longue période.

#### I-2-b les solutions envisageables

##### le stockage géologique

Parmi les options proposées pour la gestion à long terme des déchets radioactifs de longue période, le stockage géologique est celle qui est retenue dans la plupart des pays s'intéressant aux déchets nucléaires. Elle correspond à la stratégie d'éloigner les déchets de la biosphère, en les conservant sous forme stable et la plus inerte possible, dans des formations profondes susceptibles de s'opposer par divers moyens à ce que le transfert de radioactivité en provenance des stockages n'engendre de conséquences radiologiques inacceptables pour l'homme.

Depuis une dizaine d'années, des études ont été entreprises au niveau de la Commission des Communautés Européennes, afin d'améliorer les connaissances sur les futurs milieux de stockage.

Ces études ont porté plus particulièrement sur trois types de milieux (le sel, le granite et l'argile) et leur réalisation a été répartie parmi les différents pays :

- granite en France et en Grande-Bretagne
- argile en Belgique et en Italie
- sel au Danemark, aux Pays-Bas et en Allemagne.

Cette répartition, nécessaire pour des raisons de charge de travail et découlant d'aspects historiques, ne préjuge en rien des solutions de stockage géologique qui seront mise en oeuvre dans les différents pays.

En France, l'ANDRA s'intéresse, du point de vue de la recherche des sites, à tous les milieux cités ci-dessus.

D'une manière générale, les études et les forages entrepris n'ont pas permis d'apporter de conclusions suffisamment précises quant à la validité de telle ou telle solution du point de vue de la sûreté. Il semble que chaque site soit un cas particulier.

Devant l'impossibilité de tirer des conclusions générales sur les milieux de stockage, il importe de disposer d'un certain nombre de sites particuliers, afin de poursuivre, au moyen de données qui seront fournies par les mesures in-situ, les études en cours.\*

L'approche de sûreté et le choix de ce type de stockage sera examinée dans le paragraphe I-3 ci-dessus.

La mise en oeuvre des stockages géologiques nécessite éventuellement diverses opérations sur le déchet (tri, réduction de volume, séparation des transuraniens, mesures, etc...) qu'il ne nous apparait pas utile de développer ici. Des recommandations générales seront données à ce sujet (cf. IV-3-a).

---

\* Néanmoins, la faisabilité d'un tel type de stockage a été démontrée par une étude suédoise (KBS), dont les résultats font l'objet d'un vaste consensus.

### \* L'ENFOUISSEMENT SOUS LE FOND DES OCEANS

Il ne s'agit pas d'immersion (au sens du largage de conteneurs de déchets conditionnés comme dans le cas des déchets de faible et moyenne activité), mais d'un cas particulier de stockage en formations géologiques profondes. Les formations visées, subocéaniques, sont les sédiments qui se déposent dans le fond des océans en se transformant en argile. Cette méthode d'éloignement des déchets permet de combiner les avantages de l'enfouissement dans l'argile (grande capacité de rétention de radionucléides) et de l'immersion dans les profondeurs de l'océan (éloignement des activités humaines susceptibles de nuire à l'intégrité des stockages).

Le programme d'études et de réalisation, actuellement dans sa phase d'études (biologie, courantologie, prélèvements, etc...), est mené au sein de l'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'O.C.D.E. par différents pays (Etats-Unis, Grande-Bretagne, France, Canada, Japon) (programme SEABED).

En tout état de cause, ne disposant actuellement d'aucune information sur la faisabilité, l'économie et la sûreté radiologique d'un tel stockage, ainsi que sur la nature des déchets qu'il serait susceptible d'accueillir, on ne peut que constater que ce programme prometteur prendra un retard certain sur le stockage en formations géologiques terrestres. Bien qu'il faille poursuivre les études afin de ne pas négliger une solution a priori intéressante, celle-ci ne sera qu'un complément aux réalisations terrestres. De plus, des difficultés, imposées par le caractère international de telles réalisations, ne manqueront pas de survenir, en particulier concernant la localisation et l'utilisation des ouvrages. Il sera nécessaire de procéder à l'établissement d'une convention entre les différents états sur l'utilisation de ces formations, analogue à la Convention de Londres sur l'immersion des déchets radioactifs de faible et moyenne activité.

### \* L'EVACUATION SPATIALE

Cette technique ne se conçoit qu'en complément des stockages. (voir tableau III). Il est en effet impossible d'envisager l'évacuation spatiale de tous les déchets radioactifs de longue période, et ce pour plusieurs raisons :

- l'aspect volumique : même au prix d'un sérieux effort de recherche et développement en matière de réduction du volume des déchets, il apparaît impossible d'évacuer un tel volume.
- l'aspect thermique : cet aspect, qui n'apparaît dans les conditions actuelles que pour les déchets de haute activité (catégorie C), serait un facteur limitant pour l'expédition dans l'espace (réalisation d'enceintes supportant le dégagement thermique). De plus, les nécessaires réductions de volume pour l'autre catégorie de déchets (cat. B) seraient susceptibles par accroissement important de l'activité spécifique de ces déchets, de faire apparaître des problèmes thermiques identiques.
- l'irradiation serait aussi un facteur limitant pour les déchets de catégorie C. S'en protéger nécessiterait des dispositifs importants, donc lourds et volumineux, qui seraient incompatibles avec le but recherché.

- l'aspect économique n'est pas négligeable, et, bien que nous soyons démunis de toute étude prospective sur ce sujet, on peut raisonnablement penser que le prix de revient d'un tel système d'évacuation sera rédhibitoire.
- le problème de la fiabilité du lanceur n'a pas été résolu : il convient en effet d'éviter, par un retour intempestif de la capsule contenant les déchets sur la terre, que la matière radioactive soit dispersée de façon violente.
- les problèmes de chimie fine (purification) ne sont pas non plus résolus. On peut d'ailleurs se demander dans quelle mesure ils le seront : en effet, la mise en oeuvre d'équipements de séparation des transuraniens émetteurs alpha et du reste du déchet dans les déchets de longue période, engendrera elle-même la production de déchets :
  - . déchets de procédé (équipements périmés, tenues de travail, etc...).
  - . sous-produits : la séparation permettra d'obtenir les transuraniens d'une part, mais d'autre part un produit dont on ne peut pas penser qu'il ne sera pas radioactif.

Il pourra d'ailleurs contenir, même en quantité extrêmement faible, des émetteurs alpha de longue période. Ce produit, qui pourra vraisemblablement rejoindre la catégorie A, sera donc stocké en surface. Le bilan final de l'opération se solde par un détournement de matière contenant des émetteurs de longue période, qui aurait été destinée au stockage géologique, vers un stockage en surface.

Il y a donc, du point de vue de la sûreté, une étude à faire pour évaluer les risques comparés du stockage géologique d'une part, et de l'évacuation spatiale associée à la séparation des transuraniens d'autre part.

Quoiqu'il en soit, cette solution reste envisagée, en particulier aux Etats-Unis où un effort de recherche non négligeable lui est consacré.

#### \* LA TRANSMUTATION

L'idée de la transmutation repose non pas sur la disparition du déchet, mais sur sa transformation de déchet de longue période en déchet à période courte. Cette transformation serait obtenue par utilisation dans des réacteurs spéciaux de combustible à base de transuraniens. Cette solution ne résoudrait bien entendu pas tous les problèmes de gestion des déchets, puisqu'elle ne s'appliquerait qu'aux déchets à vie longue et qu'elle produirait des déchets à vie courte.

Comme l'évacuation spatiale, la mise en oeuvre de cette technique se heurte aux problèmes suivants :

- la chimie fine des transuraniens et ses conséquences (cf. ci-dessus),
- la transmutation serait-elle totale ? sinon, la quantité d'éléments à période longue restante sera un facteur limitant important (itération nécessaire),

- le fonctionnement des réacteurs spéciaux engendrera lui aussi la production de déchets. De quelle nature et en quelle quantité ? Ne risque-t-on pas de produire plus de déchets que la quantité absorbée ?,
- la réalisation des combustibles nécessitera de mettre en oeuvre des techniques complexes, qui se traduiront vraisemblablement par des opérations longues et coûteuses, entraînant une irradiation du personnel. Il faudra faire un arbitrage entre les doses d'irradiation engendrées par l'emploi de ces techniques et les doses potentielles futures résultant de l'enfouissement en l'état du déchet de longue période (cf. II-1-c),
- aucune étude économique ne permet d'apprécier (à court terme, cf. II-1-a) le bien-fondé d'une telle opération.

Malgré ces réserves, il serait souhaitable de poursuivre les recherches en ce domaine, qui pourrait, si le besoin s'en faisait sentir, compléter la gestion des déchets de longue période. Cette technique pourrait en particulier s'avérer utile pour transmuter les éléments à très longue durée de vie, comme le  $Np^{237}$ .

I.3. Le stockage géologique, solution actuellement retenue

Comme nous l'avons indiqué précédemment, le stockage de déchets radioactifs en formations géologiques profondes repose sur le principe d'éloignement des radionucléides de la biosphère.

Trois grands types de formations ont été étudiés jusqu'à présent (sel, granite, argile). Chacun possède, bien entendu, ses avantages et ses inconvénients :

- le sel : les stockages en milieu salin présenteraient l'avantage énorme d'une absence totale d'eau, qui est le principal vecteur de retour de contamination vers la biosphère. Dans ce cas, le pouvoir de confinement du milieu serait quasi-total. Par contre, en cas d'arrivée d'eau dans le stockage, ce pouvoir disparaît totalement. Le sel peut donc être caractérisé par un "pouvoir de confinement tout ou rien". De plus, le sel peut constituer, selon la situation du massif qui sera retenu pour le stockage, une ressource naturelle exploitable.

Enfin, ces formations sont déjà exploitées pour d'autres types de stockages (gaziers par exemple).

- l'argile : ce n'est pas un milieu homogène et isotrope, mais sa modélisation est néanmoins assez facile. Les vitesses de migration de l'eau dans l'argile sont extrêmement lentes et l'adsorption très favorable. Par contre, la réalisation des stockages dans un milieu argileux se heurte à de grandes difficultés techniques (fluage de l'argile) et nécessite la mise en oeuvre de moyens spécifiques importants (p.e. technique de congélation). Enfin, il faut trouver en France des épaisseurs franches (couches de 150 à 200 m) qu'elle a en moins grand nombre que d'autres pays d'Europe occidentale.

- le granite : c'est un type de formation extrêmement répandu en France, et, bien que l'on ne puisse présager de l'utilisation qui pourra en être faite dans quelques décennies ou quelques siècles, on peut raisonnablement penser qu'un enfouissement à une profondeur suffisante est une bonne garantie contre les risques liés à l'intrusion humaine (les formations affleurantes seraient exploitées en priorité). Un des problèmes principaux du granite est sa fracturation, qui échappe à toute loi de modélisation. Pour rendre compte de la fracturation d'un granite, il faut le décrire in-extenso. Or, les fractures constituent des chemins privilégiés de retour de l'eau éventuellement contaminée vers la biosphère. De plus, il faudrait connaître l'évolution de cette fracturation au cours des temps géologiques (échelle de la durée de vie de certains émetteurs alpha). Enfin, on dispose à l'heure actuelle de peu de renseignements sur la composition des eaux granitiques profondes susceptibles de corroder les enveloppes des colis de déchets et sur l'hydrologie à cette profondeur.

I.3.a Objectifs de sûreté pour un stockage en formations géologiques profondes

Dans le cadre d'une procédure visant à la définition, par le service central de sûreté des installations nucléaires, des dispositions générales et particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement, à l'entreposage et au stockage à long terme des déchets nucléaires, et aboutissant à l'élaboration de règles fondamentales de sûreté, les auteurs ont été rapporteurs d'un projet de règle fondamentale de sûreté qui doit définir les objectifs et critères de sûreté applicables aux stockages en formations géologiques profondes. Ce projet est présenté en annexe 4. Nous devons préciser que le consensus du groupe de travail n'a pas été obtenu pour le texte, en particulier sur les points concernant la réversibilité des stockages.

Ce texte a pour but, sans préjuger des options de sûreté qui seront présentées au service central de sûreté des installations nucléaires par l'agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, de préciser à quels objectifs de sûreté ces options devront se référer.

Un tel type de stockage repose sur trois systèmes de confinement.

- la forme physico-chimique du déchet conditionné et éventuellement le conteneur
- le matériau de remplissage des ouvrages de stockage et ceux-ci
- le milieu géologique d'accueil où seront implantés les ouvrages

Les objectifs de sûreté à atteindre sont, à notre sens, au nombre de quatre :

- les stockages doivent respecter les principes généraux de radioprotection, tant pour le présent que pour le futur
- la conception des stockages doit permettre leur réversibilité pendant une période probatoire limitée
- les contraintes sur les générations futures devront être aussi faibles que possible (banalisation des sites)
- on devra éviter les stockages de petite taille, afin d'éviter de favoriser l'aspect de dilution dans l'espace au détriment de la qualité de confinement du milieu.

Partant de ces objectifs, des critères de sûreté ont été définis pour chacun d'eux. Le lecteur en trouvera le détail en annexe 4.

#### I.3.b Le choix des sites

Le choix des sites est sans aucun doute possible le point délicat de la gestion des déchets nucléaires de longue période. Ce choix, proposé sur des critères techniques ou économiques par l'agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, ne peut faire l'objet que d'une décision politique. D'où l'importance de la procédure de choix pour des propositions de sites.

b) La procédure de choix

Ce choix doit prendre en compte des critères de diverses natures

+ Critères techniques

- trouver une ou un ensemble de formations géologiques adéquates, quant à la profondeur, à l'épaisseur, à la perméabilité et à la porosité du milieu, à la stabilité tectonique ou sismique, à l'ancienneté de la formation, à l'hydrogéologie du milieu, etc...
- pouvoir réaliser le stockage (problèmes d'ingénierie)
- pouvoir assurer l'exploitation du stockage (accessibilité, topographie des lieux), puis sa fermeture (aptitude du terrain à être scellé)
- enfin et surtout, faire la preuve de la sûreté à long terme, en s'appuyant sur les critères précédents, sur la connaissance du comportement à long terme des déchets et de l'interaction milieu de stockage - déchet -

+ Critères d'environnement :

- des critères humains : éviter, pour implanter les stockages, des zones de loisirs, des grandes agglomérations, etc...
- des critères économiques : éviter, pour implanter les stockages, des zones d'activité minière ou susceptibles de renfermer des ressources naturelles exploitables (géothermie, par ex), ou des zones hébergeant déjà des sites de stockage (gaz)

+ Critères de coût :

- le choix de l'implantation du stockage devra aussi prendre en compte les dépenses relatives à la qualification du site.
- le site devra être implanté de telle sorte que les dépenses de transport des déchets des centres de production vers le(s) centre(s) de stockage ne soient pas prohibitives.

La démarche de présélection de sites sera donc conduite par application de ces divers critères. Cette démarche doit permettre de supposer, puis de confirmer des zones favorables et défavorables, aboutissant à la présélection, et à l'élimination des régions, puis de sites. Néanmoins, cette démarche, pour nécessaire qu'elle soit, n'est pas suffisante. Les zones présélectionnées devront faire l'objet d'une étude in-situ plus approfondie, de manière à confirmer les "performances" attendues. Cette étude aboutira elle-même à la présentation d'un site candidat à la qualification définitive.

b 2) Les études à mener

Les études spécifiques à mener en vue du choix des sites de stockage à long terme, concernent les points suivants :

- connaissance du milieu : ce point est crucial, et une bonne connaissance du milieu ne pourra être obtenue que par des mesures in-situ des différents paramètres qui le décrivent : perméabilité, porosité, fracturation, nature chimique des roches, âge des roches, etc...
- hydrogéologie du milieu : l'hydrogéologie a une grande importance, compte tenu du fait que l'eau est le principal vecteur de retour des radionucléides vers la biosphère. Les connaissances actuelles sur l'hydrogéologie à grande profondeur ne permettent pas de tirer des conclusions sur la validité d'un site. Ici encore, seules des mesures in-situ permettront de mieux apprécier la qualité hydrogéologique du stockage.

- géochimie du milieu et interaction avec les déchets conditionnés : il importe de connaître les qualités géochimiques du milieu d'accueil, liées à sa capacité de confinement. En particulier, il faut vérifier que le conditionnement des déchets, en interaction avec ce milieu, ne porte pas significativement atteinte à la qualité du confinement (compatibilité chimique des déchets conditionnés et du milieu).

- utilisation des modèles de migration des radionucléides : ces modèles ne peuvent être utilisés que si l'on dispose des inputs nécessaires (liés à la connaissance du milieu). Seule l'exploration approfondie d'un site sera en mesure, par les renseignements qu'elle apportera, de fournir, en liaison avec ces modèles, une évaluation de sûreté à long terme qui ne soit pas un cas d'école, mais un exemple réaliste.

- les études devront aussi porter sur la conception et la réalisation pratiques du stockage, tant en ce qui concerne les techniques de réalisation (forages, excavations, etc...) que le matériel, l'ingénierie, les techniques de scellement, etc... Ces études devront bien entendu découler de la stratégie de stockage qui aura été choisie, en particulier dans le domaine des verres (calcinats de produits de fission vitrifiés).

Ces derniers, sujets à un fort dégagement thermique, peuvent être au choix :

- entreposés en surface pour refroidissement long (50 à 150 ans)

- entreposés en surface pour refroidissement court (5 à 50 ans) puis descendus en stockage profond. Ils seraient alors soit immédiatement scellés (ce qui conduit à un stockage de grandes dimensions compte tenu de la chaleur à évacuer), soit refroidis en convection naturelle pendant quelques dizaines d'années, puis scellés (ce qui conduit à un stockage de dimensions plus modestes).

- toujours dans le cas des verres, les études devront mettre en évidence l'action de la chaleur et du rayonnement engendré par la forte activité spécifique sur les roches.

En tout état de cause, la procédure de présélection des sites et les études afférentes devront porter sur différents milieux de stockage, et non sur le seul granite, afin de fournir des renseignements sur leurs performances comparées (sûreté).

De plus, il ne s'agit pas de disposer de sites pour construire au plus vite des centres de stockage et se débarrasser rapidement des déchets encombrants. Mais il faut que des sites soient disponibles pour étudier de manière plus approfondie les milieux de stockage. La sûreté à long terme, qui repose sur les divers systèmes de confinement, en particulier sur le troisième (milieu géologique) ne pourra être correctement évaluée et comparée entre les divers milieux que si l'on dispose des renseignements fournis par les expériences in-situ. Il nous semblerait illusoire de prétendre choisir une stratégie de gestion sans que les expériences nécessaires sur des sites différents soient menées.

## II - LES STRATEGIES POSSIBLES.

### II.1 - Les principaux critères de choix.

Les différents intervenants de la gestion des déchets nucléaires de longue période sont amenés à faire des choix : choix de procédés de conditionnement des déchets, choix budgétaires entre divers types de recherche de nouveaux procédés, enfin choix de sites ou de types de stockage souterrain. Les critères d'analyse utilisés par chacun des acteurs en présence sont nombreux et d'importance variable selon le type de problème d'une part, et la nature de l'acteur d'autre part. Il est bien clair que les préoccupations d'un opérateur industriel comme la COGEMA, dans la recherche et le développement de nouveaux procédés de traitement des déchets, ne seront pas les-mêmes que celles du CEA, en tant qu'organisme prospectif et de recherche, ou que celles de l'ANDRA, chercheur de sites de stockage pour les déchets conditionnés.

Il nous semble que les principaux critères intervenant dans les choix opérés par les différents intervenants de ce débat sont souvent de trois ordres, développés ci-dessous.

#### II .1.a) Les problèmes de coût.

En ce qui concerne les opérateurs industriels chargés du conditionnement des déchets (COGEMA pour l'essentiel), il est possible de dégager des notions de coût, somme toute assez peu différentes de ce qui existe dans d'autres industries : prix de revient d'un colis de déchets conditionnés, coût d'une décision de modernisation d'un équipement, etc...

D'une manière générale, toute décision impliquant une action de court ou moyen terme sur un type de déchets est quantifiable par une série d'échéanciers de dépenses effectives permettant de guider les choix techniques.

Il en va autrement dès que l'on désire évaluer le coût de l'implantation d'un type de stockage donné et de sa stratégie de remplissage : entreposage du déchet en surface pendant une durée variant de 10 à 300 ans, colmatage des galeries au fur et à mesure de leur remplissage ou à la fin de la période de surveillance, etc... En effet, l'échéancier des dépenses s'étale sur au moins 300 ans, ce qui amène immédiatement les remarques ou questions suivantes :

- quelle confiance peut-on accorder à une évaluation de dépenses à des échéances aussi lointaines ?

- le calcul économique, devant de tels échéanciers, perd-il toute sa légitimité, ou en garde-t-il quelque peu au moins pour ce qui concerne les 10, 30, ou 50 premières années (années de construction et de lancement de l'exploitation du stockage) ?

Plus généralement, dans toute étude relative à un projet concernant des déchets radioactifs, où s'arrête le sens du calcul économique ? Un exemple illustre cette interrogation : il s'agit du problème de la récupération des radionucléides alpha dans les déchets. Les avantages que l'on y voit sont une notable réduction de volume des déchets, en particulier en ce qui concerne les déchets technologiques ; il en résulterait des dimensions des centres de stockage souterrain plus faibles, et donc a priori des coûts de mise en oeuvre moins élevés ; mais que dire des dépenses supplémentaires obligatoires qui s'en suivront, résultant à la fois d'un risque d'irradiation accrue du personnel des usines et de la production de nouveaux déchets (effluents de l'unité de récupération des alpha, déchets technologiques produits par cette unité, ...) ? En effet, que dire de l'amélioration éventuelle de la sûreté à long terme des stockages vis-à-vis des populations quand ces déchets seront stockés ? On ne peut pas affirmer que la sûreté, sur un plan qualitatif, soit significativement améliorée, et quand bien même elle le serait, personne ne sait comment le quantifier économiquement.

En effet, personne ne sait quantifier les coûts résultant de l'irradiation potentielle des populations, et personne n'est capable, à l'heure où l'on étudie divers procédés au stade du laboratoire, d'en prévoir précisément toutes les implications (surinvestissements de sûreté, coûts sanitaires actuels et futurs ...).

Ajoutons à cela qu'une analyse comparative de coûts entre divers modèles de stockages souterrains ne peut à l'heure actuelle prendre en compte certains paramètres, non quantifiables en terme de coût mais néanmoins importants telle que la sûreté à long terme du stockage compte tenu de son emplacement géographique, elle-même liée à la composition des colis de déchets et à la nature de leur conditionnement.

Il est donc bien clair que tout problème d'évaluation des coûts lié à un stockage à long terme de déchets sort de la logique économique classique. Néanmoins, et quelles que soient les dates choisies pour entamer un programme de conditionnement et de stockage, les préoccupations financières à court terme des différents acteurs, liés à la construction d'usines ou de centres de stockage temporaires ou définitifs, auront obligatoirement un poids important dans les décisions susceptibles d'être prises ; les problèmes de coût de mise en oeuvre des procédés restent donc, malgré tous ces défauts, des paramètres d'analyse importants.

## II .1.b) La vision dans le temps.

Dans ses visions prospectives ou l'élaboration de ses projets, chacun des acteurs est amené à planifier ses activités jusqu'à une certaine distance dans le temps, éminemment variable selon sa fonction et ses principaux objectifs. De quelques années pour un opérateur industriel comme la COGEMA, elle passe à quelques dizaines d'années pour un organisme comme le CEA qui cherche de nouveaux procédés à mettre en oeuvre. La vision de l'ANDRA est à beaucoup plus long terme, tant à cause de la longueur de la durée d'exploitation (plusieurs dizaines d'années) que de l'échelle de temps mise en jeu dans les études de sûreté (plusieurs centaines, voire plusieurs milliers ou millions d'années).

Ces différentes échelles dans la vision dans le temps des intervenants interfèrent bien évidemment entre elles ; il est clair que la COGEMA, par exemple, ne peut se préoccuper de son devenir propre sans tenir compte de ce qui va arriver aux colis de déchets conditionnés en aval de son usine ; de toute façon, la COGEMA ne peut décider seule certaines de ses conditions de fonctionnement (les types de conditionnement, par exemple) sans une large consultation avec les autres acteurs ; experts techniques du CEA, autorités de sûreté, ANDRA. Il en va de même pour l'ANDRA à qui sa longue vision dans le temps ne peut faire oublier les préoccupations à court terme que cela peut impliquer (construction éventuelle de centres d'entreposage, conditionnements éventuellement différés, ...).

Un autre paramètre d'appréciation relevant de la vision dans le temps qu'ont les différents acteurs de la gestion des déchets est la propriété de celui-ci ; il est bien compréhensible que l'attitude et les préoccupations essentielles d'un acteur économique ne peuvent être identiques selon que celui-ci est propriétaire de la matière radioactive ou simple prestataire de service sur celle-ci. A ce titre, par exemple, la vision dans le temps de la COGEMA, prestataire du service de retraitement, ne peut être identique à celle d'EDF, qui est propriétaire de la matière. En ce qui concerne l'ANDRA, celle-ci n'est pas stricto sensu propriétaire du déchet, mais sa responsabilité vis-à-vis de son devenir est très longue dans le temps.

#### II .1.c) Le principe ALARA et les facteurs socio-économiques.

Le principe ALARA (As Low As Reasonably Achievable) est un principe général de sûreté applicable aux installations nucléaires, recommandé par la Commission Internationale de Protection Radiologique, et à ce titre commun aux réflexions de tous les pays gérant un programme nucléaire. Il vise à réduire l'exposition aux rayonnements des personnes (public et travailleurs) à des niveaux aussi faibles qu'il est raisonnable de l'envisager en tenant compte des aspects sociaux et économiques des choix.

Ce principe introduit la notion d'évaluation économique des mesures de sûreté prises et tente de définir les limites au-delà desquelles il n'est pas raisonnable d'investir quand le niveau de risque a été réduit à des valeurs suffisamment acceptables. On retrouve ici la difficulté de la mise en balance d'investissements matériels et de risques potentiels. Il s'y ajoute aussi la mise en balance de risques à court terme et de risques à long terme.

Le problème de la récupération des émetteurs alpha, déjà évoqué plus haut, reste une excellente illustration ; à quelle concentration des radionucléides alpha dans le déchet faut-il s'arrêter ? Le principe ALARA répond que tant que le procédé de concentration des alpha n'améliore pas significativement la sûreté du stockage futur, en particulier tant qu'il ne réduit pas l'activité totale du déchet, ou qu'il n'augmente pas l'inertie physico-chimique de celui-ci, il n'est pas raisonnable de le retenir, car il augmente les temps de contact du personnel avec les matériaux radioactifs et entraîne l'irradiation de ceux-ci.

Un autre exemple est le traitement des produits de fission vitrifiés. Il a été suggéré, et il pourrait sembler effectivement intéressant, d'entreposer les conteneurs de verre en surface pendant 300 ans, leur radioactivité bêta-gamma ayant décru suffisamment. Les deux avantages principaux seraient d'une part de pouvoir récupérer à la fin des 300 ans des matériaux rares (rhodium, par exemple), d'autre part de réduire considérablement les coûts de mise en oeuvre de leur gestion à long terme. A cela le principe ALARA répond qu'il ne semble pas raisonnable de prendre le risque d'une irradiation importante engendrée par la conservation des déchets de très haute activité dans une installation de surface pendant une durée aussi longue ; il impose de faire tout ce qui est possible pour assurer une irradiation et des risques d'intrusion accidentelle moindres, par enfouissement à une profondeur convenable dans une formation appropriée. Mais, là encore, il ne s'agit pas d'enfouir les colis de déchets conditionnés à la profondeur maximale que l'homme est capable d'atteindre, mais à une distance de la biosphère telle que des garanties de sûreté acceptables puissent être données.

## II.2 - Trois stratégies possibles.

Nous avons analysé au paragraphe précédent les trois grands types de critère d'analyse et de choix présents à l'esprit des acteurs de la gestion des déchets de longue période. Compte tenu de la nature des problèmes posés et de ces critères d'analyse, il nous semble que tout programme de gestion des déchets s'inscrit dans la mouvance de trois grands types de stratégie. Dans un premier temps, nous allons exposer ces trois "cas d'école", ensuite nous essaierons d'examiner de quelle façon les options actuellement retenues s'insèrent dans ces différents discours.

### II.2.a) Trois stratégies découlant des critères de choix.

- La première de ces stratégies consisterait à ne pas admettre la notion d'entreposage de longue durée, et à conditionner et stocker les déchets au fur et à mesure de la production de ceux-ci, avec les méthodes technologiques de l'époque et dans des conditions de sûreté acceptables.

Cette stratégie confère à l'ANDRA des responsabilités très importantes, voir écrasantes. En effet, si celle-ci considère qu'une méthode de conditionnement ou un procédé de stockage n'offre pas toutes les garanties nécessaires à long terme, elle doit se prononcer radicalement et par là remettre en cause l'activité nucléaire ayant produit ce déchet, alors qu'il existe peut-être des procédés en cours de développement et répondant à ces préoccupations, ou que des études de sûreté plus affinées, donc longues, sur un cas litigieux pourraient démontrer, dans ce cas précis, que le degré de sûreté est satisfaisant.

- La deuxième stratégie est l'extrême inverse ; on pourrait la résumer par les mots "entreposons et réfléchissons". L'entreposage est jugé nécessaire pour développer au maximum les conditionnements et les modes de stockage. Cette stratégie suppose une recherche intensive et la construction de vastes centres d'entreposage ; on peut craindre qu'à force d'évaluer et de concevoir des procédés de plus en plus performants, on en

arrive à ne plus savoir quels sont les meilleurs procédés et à quel point ils sont véritablement plus performants que les autres.

- La troisième stratégie est une position médiane entre les deux premières ; il s'agit de stocker rapidement ce qui est stockable par les méthodes actuelles avec des garanties de sûreté acceptables ; quant aux déchets qui nécessiteraient des méthodes extrêmement coûteuses et délicates pour être conditionnés et stockés par les moyens actuels, ils doivent faire l'objet de recherches importantes aboutissant à un procédé de qualité. L'entreposage de cette seconde catégorie de déchets doit être fait de telle sorte que leur reprise en vue d'un conditionnement futur soit possible, ceci n'excluant pas un conditionnement temporaire pendant la durée d'entreposage, à condition qu'il soit réversible.

Dans cette hypothèse, l'ANDRA joue un rôle moteur dans l'impulsion à donner aux études et recherches en cours, les opérateurs industriels améliorant autant que possible leurs procédés.

#### II.2.b) La situation actuelle.

Ces trois stratégies ont été volontairement choisies simplifiées à l'extrême. Il est bien clair que la première stratégie ne pourrait guère être appliquée radicalement sans compromettre le bon fonctionnement harmonieux des activités du cycle des déchets, par le seul fait que toute réponse à une question technique sur ces problèmes ne peut être courte et radicale. L'application de cette stratégie buterait rapidement sur des contraintes de coût à court terme : il n'existe pas à l'heure actuelle de catégories de déchets dont la gestion à long terme ne soit pas techniquement faisable, simplement certaines solutions techniques entraîneraient des dépenses absolument prohibitives au regard des promesses que les recherches en cours laissent entrevoir (cf. principe ALARA).

L'application de la deuxième stratégie, pour séduisante qu'elle paraît, peut à bon droit faire craindre que l'on n'arrive jamais à une véritable solution concrète ; en effet, le progrès technique et l'évolution des concepts de sûreté remettraient perpétuellement en cause les solutions susceptibles d'être retenues.

La situation actuelle se rapproche de l'esprit de la troisième stratégie. Nous allons cependant voir ci-après qu'à cause de diverses contraintes, dues tant à l'héritage du passé qu'au poids du futur, elle ne correspond pas tout à fait à l'harmonie que l'esprit de cette troisième stratégie laisserait supposer.

### II.3 - Les contraintes.

#### II.3.a) L'héritage du passé.

- L'encombrement des centres de production : la production de déchets radioactifs est étroitement liée au degré d'activité de l'industrie nucléaire. Toute usine nucléaire possède des installations d'entreposage de déchets, conditionnés ou non. Dans la mesure du possible et des moyens techniques disponibles, on veille à ne pas entreposer des quantités trop importantes de déchets non conditionnés, tant il est bien clair qu'un déchet conditionné présente des garanties intrinsèques de sûreté plus satisfaisantes à l'entreposage qu'un déchet qui ne l'est pas.

Si l'on examine l'état des centres de production actuels, on peut prévoir que les installations d'entreposage seront proches de la saturation dans un avenir proche et certainement avant une dizaine d'années. En ce qui concerne les centres de production futurs - l'extension de l'usine de La Hague en particulier -, des capacités d'entreposage sont prévues, ne serait-ce que pour permettre un refroidissement des conteneurs de verre pendant plusieurs années ; mais il faut bien se rendre compte que ces capacités sont assignées à des déchets non encore produits : ce sont les déchets de retraitement des combustibles irradiés actuellement en centrale ou en piscine de refroidissement.

L'encombrement des centres de production constitue indiscutablement une contrainte à moyen terme importante ; cela ne constitue pas de danger particulier, cet entreposage étant réalisé de manière tout à fait officielle et conforme aux prescriptions de sûreté actuellement en vigueur ; mais tout procédé à l'étude ou en cours de développement et nécessitant de longues durées d'essais entraînerait probablement, s'il était choisi, la construction de nouveaux centres d'entreposage de déchets, ce qui supposerait des investissements et des procédures supplémentaires, à prendre en compte dans toute décision concernant ces procédés.

- L'absence de ligne directrice des choix dans le passé : ceci résulte surtout de la manière dont, historiquement, le problème de la gestion des déchets nucléaires a émergé et pris forme. Aux débuts des activités nucléaires, le problème des déchets était considéré comme d'importance secondaire, ou tout au moins comme une question souffrant d'attendre quelques années. Cette attitude était assez naturelle : les promesses des programmes nucléaires civils étaient immenses, et les travaux de recherche fondamentale très importants. De plus, les centres nucléaires possédaient de vastes capacités d'entreposage et la production de déchets était en définitive assez faible.

Néanmoins, dès 1965, plusieurs procédés de traitement des déchets étaient proposés et des programmes de recherche étaient lancés à leur sujet. C'est ainsi que sont apparues rapidement les idées de vitrification des calcinats de produits de fission (bien avant 1965), ainsi que les procédés d'enrobage par le béton, le bitume, ou les résines thermodurcissables pour les autres catégories de déchets. A l'époque, il n'y avait peu ou pas de réflexions sur le stockage définitif.

La question de la gestion à très long terme des déchets radioactifs n'a été véritablement abordée que vers 1975, et ce n'est qu'à partir de cette époque que des réflexions approfondies sur le dernier maillon de la chaîne (stockage définitif du déchet conditionné) ont commencé à voir le jour. Peu à peu, l'étude de ce dernier point a montré son caractère primordial dans la sûreté à long terme d'une évacuation de déchets radioactifs.

La vision globale des problèmes de gestion à long terme, notamment au niveau des études de sûreté, est une attitude récente et pas encore très répandue, tant il est plus facile de décomposer un si vaste problème en maillons suffisamment découplés entre eux pour permettre «l'optimisation» de chacun d'eux de manière aisée.

Nous constatons une relative absence de ligne directrice des choix dans le passé ; le problème des déchets n'ayant pris son importance que de façon graduelle, cette attitude nous paraît compréhensible. Néanmoins, il nous semble qu'une efficacité plus grande dans la recherche de solutions sûres passe par une meilleure organisation des activités des différents acteurs de ce débat ; il nous semble à cet égard que les études et recherches sur les milieux géologiques de stockage et la sûreté à long terme d'une installation souterraine doivent plus guider les réflexions et jouer le rôle moteur qu'elles jouent peu à l'heure actuelle.

- Un état d'avancement inégal de la recherche : ceci nous amène à nous interroger sur la teneur des acquis et l'état d'avancement des recherches sur les différentes questions techniques soulevées par ce problème de la gestion des déchets.

Tout ce qui concerne la production et le tri des déchets ne pose guère plus de gros problèmes de recherche. L'objectif principal de tout acteur produisant des déchets est d'en produire le moins possible, ne serait-ce que pour éviter le paiement de lourdes factures de traitement ! A ce sujet, la préoccupation des différents intervenants que nous avons pu rencontrer est réelle et permanente.

Un effort de recherche énorme a été fait sur le traitement des déchets de toute activité ; à cet égard, le procédé de vitrification développé par le CEA peut être considéré à bon droit comme mûr et prêt à un développement industriel ; l'atelier de vitrification de Marcoule fabrique du verre depuis quelques années dans les conditions très satisfaisantes (cf. Annexe 3), et la somme des acquis en la matière est considérable (comportement à long terme du verre, vitrification de produits de fission de composition variée, etc...). Les recherches continuent, mais les ingénieurs développant les procédés aimeraient maintenant avoir plus de précisions sur les conditions finales du milieu géologique ; en effet, le comportement des verres est très sensible à ces conditions ; nous développerons ce point au paragraphe III.

Les techniques d'enrobage des autres catégories de déchets font figure de parents pauvres à côté de la vitrification; il est vrai que leur mise en oeuvre est plus facile et que la sûreté intrinsèque de tels conditionnements ne peut être assurée au-delà de quelques centaines d'années, les barrières géologiques prenant alors le relais de la sûreté. Des études de procédés alternatifs visant à améliorer la sûreté intrinsèque des conditionnements sont en cours; on note ainsi des études sur la fusion des coques - qui fourniraient un matériau de plus faible volume et chimiquement plus inerte -, ou sur l'incinération à haute température des déchets alpha (boues) - qui fourniraient un matériau de type scorie extrêmement peu soluble -. Ces procédés, bien que réduisants, nécessitent des recherches délicates et soulèvent des problèmes techniques sérieux (purification des gaz d'incinération, tri des déchets, sûreté des installations); personne ne peut raisonnablement dire actuellement si l'amélioration de la sûreté au niveau du stockage final sera significative, eu égard aux difficultés technologiques et aux risques potentiels de contamination du personnel. Là encore, nous retrouvons les problèmes liés au milieu géologique d'accueil.

Il faut reconnaître que sur ce dernier point - connaissance du milieu géologique d'accueil -, l'état de la recherche et des acquis en la matière ne peut se comparer aux différents points abordés jusqu'ici. En ce qui concerne le choix des zones d'étude favorables, un gros travail a été réalisé grâce aux données de la géologie de surface, mais très peu de choses sont actuellement connues sur la géochimie et l'hydrologie des formations granitiques, argileuses ou salines à grande profondeur. Or, ce point est essentiel; il existe des modèles très sophistiqués d'évaluation de la migration des radionucléides dans un milieu géologique sous contraintes, mais on ne peut espérer d'évaluation quantitative suffisamment crédible sans un gros effort de prospection géologique au moyen de forages, voire même de réalisation de galeries d'essai; à ce jour, seuls deux forages ont été réalisés. Ces études sont absolument nécessaires si l'on veut avoir une idée claire de l'efficacité de la barrière géologique et de sa participation à la sûreté d'un stockage à long terme. De plus, ce sont des études longues: à titre d'exemple, l'étude spécifique d'un site de stockage dans l'argile (matériau relativement facile à modéliser) à Mol, en Belgique, a pris environ 7 ans.

Comme nous le verrons au IV.1), des autorisations de forage et de recherches in situ ne pourront être données qu'en présence d'un choix politique suffisamment clair; en effet, seul l'Etat à la légitimité nécessaire pour gérer les problèmes d'acceptabilité par le public que ces forages poseront.

### II.3.b) Le poids du futur.

- Un calendrier serré: nous avons vu précédemment que les installations d'entreposage existant actuellement verront leurs capacités saturées dans un avenir très proche (moins d'une dizaine d'années). Il est bien sûr toujours possible d'étoffer les capacités d'entreposage existant sur un site (centre nucléaire, usine de retraitement) au cas où du retard serait pris dans la mise en oeuvre d'un stockage géologique; nous devons cependant constater que les calendriers prévisionnels d'ouverture de centres de stockage seront probablement assez serrés, eu égard aux longues durées nécessaires à la recherche et l'étude de sites de stockage d'une part, et d'autre part au temps nécessaire aux autorités gouvernementales et de sûreté pour effectuer les enquêtes de sûreté et approuver les propositions de l'ANDRA. Dans cette optique, et en supposant que les autorisations de recherche de sites soient données cette année, il nous semble qu'une période de temps de l'ordre de 10 à 15 ans paraît nécessaire pour la mise en oeuvre d'un centre de stockage, ce qui laisse penser que la production et l'entreposage de déchets conditionnés devront faire l'objet de planifications soignées pour éviter l'engorgement des installations de surface.

- Des difficultés pour l'ouverture de nouveaux centres de stockage : le problème de la gestion des déchets radioactifs, comme beaucoup de questions liées aux activités nucléaires, soulève dans l'opinion publique des interrogations et des demandes d'information dès qu'il est abordé ; ces demandes sont légitimes, car il s'agit d'un problème délicat portant sur des activités techniquement complexes et dont les dangers potentiels sont de nature à alarmer des populations mal informées.

A ce sujet, et nous retrouvons là la préoccupation de la nécessité d'un choix politique clair à ce sujet, il est indispensable que les procédures de choix et d'approbation de centres de stockage soient faites suivant des procédures agréées par les pouvoirs publics et avec leur approbation ; cette remarque s'applique aussi aux centres de stockage en surface pour déchets de faible et moyenne activité, qui posent des problèmes d'acceptabilité par le public équivalents.

Nous ne pouvons ignorer que la fermeture du Centre de Stockage de la Manche, où sont actuellement stockés les déchets FA et MA, et qui doit se produire dans quelques années, devait être relayée par l'ouverture d'un nouveau Centre de Stockage, dit CS2, et dont l'implantation était proposée à St Priest de la Prugne (Loire). Les procédures concernant l'acceptabilité de ce centre ont été gelées en Juin 1981 puis le Gouvernement a décidé l'abandon du projet. Il importe que la volonté des autorités gouvernementales à ce sujet apparaisse clairement, car nous pensons que cette situation imprécise, à terme, créera de fâcheux précédent dans la recherche de sites futurs pour le stockage des déchets de longue période.

### III LA SITUATION ACTUELLE AU TRAVERS DE DEUX EXEMPLES

Nous avons choisi d'illustrer les principaux concepts développés auparavant à travers deux exemples, le traitement des produits de fission d'une part, et le traitement des coques, des résines et des boues d'autre part.

Nous décrirons, pour chacun de ces conditionnements, les qualités qui les ont fait choisir dans le passé, les interrogations actuelles sur leur sûreté intrinsèque et leur comportement dans un stockage futur, et nous verrons à chaque fois à quel point il serait souhaitable de disposer d'informations plus détaillées sur les caractéristiques du milieu géologique d'accueil futur et son interaction avec les déchets conditionnés.

#### III.1. La vitrification des calcinats de produits de fission et le stockage des conteneurs de verres (cf. schémas en annexe 3)

Les solutions de produits fission résultent du retraitement des combustibles irradiés ; elles sont essentiellement composées des produits de la fission, mais contiennent également un pourcentage important d'actinides, par exemple de l'américium ou du curium, ceux-ci étant en grande partie extraits au premier cycle en même temps que les produits de fission. Seul le plutonium fait l'objet d'une extraction particulière.

L'activité de ces solutions de produits de fission est extrêmement forte, de l'ordre de plusieurs centaines de curies par litre de solution. Cette activité est surtout de type bêta-gamma, mais la part de l'activité alpha n'est pas négligeable au point qu'on puisse envisager une autre solution qu'un éloignement de la biosphère.

Le procédé de vitrification est décrit en détail en annexe 3 ; rappelons en les principes : les solutions nitriques de produits de fission sont d'abord calcinées à une température de 600 à 900° C, puis, après ajout d'une fritte de verre, l'ensemble est fondu à une température de l'ordre de 1200° C, avant d'être coulé dans un conteneur en acier inoxydable. La composition du verre dépend de la composition des solutions de produits de fission, très variable selon le type de combustible retraité.

La motivation principale des chercheurs qui ont développé ce procédé était la recherche d'un confinement le plus long possible ; à cet égard, les qualités d'un matériau vitrifié sont incontestablement excellentes du point de vue de la tenue dans le temps ; en effet, ce genre de matériau est dépourvu de grains, il n'y a donc pas de phénomène de corrosion intergranulaire.

La tenue dans le temps d'un tel verre dépend étroitement de la température ; les expériences de mesure de pertes de masse montrent que celle-ci peut augmenter d'un facteur 30 si la température passe de la température ordinaire à 100° C. Or, du fait de la très forte activité des produits de fission en émetteurs bêta-gamma, le pouvoir volumique de chauffe des conteneurs de verre est très élevé, et leur température ne revient à la température ordinaire qu'au bout d'une durée de l'ordre de 300 ans (voir le tableau en annexe 5).

Dans cette optique, et en application du principe ALARA, il a paru raisonnable d'imposer l'idée que le matériau vitrifié ne devrait être mis en contact avec les agents extérieurs (l'eau en particulier) qu'au-delà de cette période de 300 ans, ce qui explique la présence d'un conteneur métallique<sup>+</sup>. Des études sont actuellement en cours afin de déterminer s'il est nécessaire d'y adjoindre un surconteneur n'ayant pas subi les contraintes thermiques et mécaniques dues à la coulée et la prise du verre.

Si l'on se pose maintenant la question de la tenue à long terme et du pouvoir de confinement du verre en interaction avec le milieu géologique, on s'aperçoit que les phénomènes physiques mis en jeu sont complexes et d'ampleur très différente selon le type de milieu géologique. Il est bien entendu qu'à partir d'une durée de 300 ans, on considère que les éléments potentiellement dangereux à long terme sont les actinides (émetteurs alpha) contenus dans le verre.

---

<sup>+</sup> Ce conteneur est aussi le récipient de coulée

Il faut d'abord remarquer que toute mesure de lixiviation actuellement réalisée en laboratoire et simulant un comportement à long terme du matériau ne peut prendre en compte deux facteurs importants : l'enrichissement, à très long terme, de l'eau en éléments constitutifs du verre (silice et bore), et les caractéristiques chimiques de l'eau (très variables selon le milieu géologique). Ces deux facteurs peuvent avoir des rôles favorables ou néfastes selon les cas. L'enrichissement de l'eau en silice provenant de la matière vitreuse est a priori une bonne chose, car il permet une reprécipitation des actinides à l'interface verre-eau, le coprécipité actinide-silice étant finalement moins soluble que l'oxyde d'actinide initial ; il y a là participation active du milieu géologique à la sûreté, à condition que la porosité soit très faible ; il serait même souhaitable dans cette optique de choisir un milieu contenant des eaux riches en silice (le granite, par exemple). Les caractéristiques chimiques de l'eau sont un autre facteur important, en particulier son pH ; il est apparu que l'attaque du réseau vitreux augmente très significativement au-delà d'un pH d'environ 10 ; ceci est un point essentiel, car toute attaque du réseau vitreux augmente la surface de l'interface verre-eau, paramètre principal de l'activité relâchée ; à ce titre, on pourrait penser que des milieux trop alcalins sont a priori mauvais pour le stockage à long terme, l'attaque du réseau siliceux ayant également pour effet d'augmenter le pH de l'eau ; à cet effet, divers tampons sont à l'étude, le bore contenu dans la matrice jouant déjà un grand rôle en ce domaine.

Il apparaît finalement que les caractéristiques d'un verre sont parmi ce qui se fait de mieux pour envisager un stockage à long terme ; cependant, toute évaluation de la sûreté d'un stockage passe par une bonne connaissance des réactions se produisant à l'interface entre le verre et les matériaux environnants. Il paraît souhaitable que le matériau de remplissage des ouvrages participe à la sûreté du confinement ; à ce titre, une argile ou du béton ne paraît pas être le matériau idéal, sans que l'on puisse faire de pronostic quantitatif à l'heure actuelle, faute de recherches sur ce point. De même, la nature de la roche-hôte paraît un facteur important dans la tenue à long terme du verre ; il importe donc d'avoir des idées plus précises sur la nature des roches susceptibles de renfermer un stockage en France. Nous retrouvons les préoccupations déjà évoquées au sujet du manque cruel de prospections géologiques à ce sujet.

III.2. Le conditionnement et le stockage des coques et des boues (cf schémas en annexe 3)

III.2.1. Le bétonnage des coques

Les coques, enveloppes cisailées du combustible, possèdent une activité bêta-gamma importante, ainsi qu'une faible activité (alpha) résultant des incrustations possibles de transuraniens à leur surface (quelques grammes de plutonium par tonne de combustible) ; le procédé actuellement retenu pour leur conditionnement est un bétonnage dans un fût en acier, lui-même bétonné.

Il peut paraître surprenant d'utiliser des liants hydrauliques, dont chacun sait que la stabilité chimique est limitée dans le temps, et qui offrent certainement à très long terme des garanties intrinsèques de sûreté moindres que le verre. Le problème est en réalité complexe, car le vieillissement de la matrice n'est pas le facteur le plus important dans la sûreté d'un stockage : il est surtout essentiel que ce vieillissement n'ait pas d'effet significativement négatif sur la compatibilité entre le déchet et la barrière géologique.

Il faut reconnaître que les acquis en matière de vieillissement des bétons, tant en France qu'à l'étranger, sont très modestes et ne permettent pas d'extrapolations au-delà de quelques siècles. L'introduction d'un déchet radioactif pose de plus des problèmes complètement nouveaux : influence des rayonnements alpha sur la qualité du béton et résistance à la fissuration, mécanismes de lixiviation ou de diffusion des radioéléments dans le ciment, par exemple. De plus, les émetteurs alpha susceptibles de se trouver dans les coques seront localisés dans les premiers microns de l'épaisseur de celles-ci ; l'évaluation du confinement à long terme d'un bloc de béton implique donc l'étude de l'interface coque-ciment, sur les performances de laquelle existent encore des controverses, faute d'un grand nombre de résultats approfondis en la matière.

Si l'on examine les questions de compatibilité chimique entre le béton et la barrière géologique, les quelques études menées à l'étranger (en Suède et aux Etats-Unis) ont montré l'existence d'un phénomène de saturation irréversible des argiles par les ions calcium provenant du ciment, inhibant ainsi les phénomènes de rétention par adsorption. Des études ont été lancées à ce sujet en France pour approfondir cette question, car il importe de savoir quantitativement jusqu'à quel point ce phénomène peut se développer. Une réponse, même pessimiste, à cette question ne serait pas suffisante dans une évaluation de sûreté, car d'autres phénomènes rentrent en ligne de compte, par exemple le filtrage physique des actinides par les roches, qui semble dans tous les cas assez efficace, et particulièrement.... pour les argiles ! Vaut-il mieux stocker dans un granite, moins bon filtre mécanique, ou une argile, moins bon filtre chimique, mais excellent filtre mécanique ? Là encore, on s'aperçoit rapidement que toute controverse constructive sur le sujet doit se centrer rapidement sur quelques sites suffisamment précis sur lesquels on dispose de renseignements expérimentaux.

Notre conclusion sur le béton est que son seul défaut réside dans la difficulté de sa modélisation dans des phénomènes à long terme, ce qui pourrait conduire à la conclusion paradoxale, mais inacceptable pour la sûreté, que le béton est un bon conditionnement, mais que ceci ne peut être prouvé ; nous souhaitons qu'un effort de recherche soit fait dans le domaine de procédés alternatifs visant, à moyen terme, à produire des déchets conditionnés moins hétérogènes et objectivement plus faciles à étudier (fusion des coques, par exemple, en cours d'études actuellement).

### III.2.2 Le bitumage des boues

Il s'agit en particulier des boues de traitement des effluents, sous-produits de la décontamination de ceux-ci ; leur activité est à la fois bêta, gamma et alpha ; la teneur en éléments bêta-gamma est suffisamment forte en général pour qu'il existe une puissance thermique non négligeable. Le procédé actuellement retenu est un mélange de ces boues avec une variété de bitume, le tout étant coulé dans un fût en acier ; après un entreposage à définir selon les contraintes de température que l'on désire, ces fûts seraient envoyés en stockage souterrain.

Les dossiers techniques sur le bitume sont suffisamment détaillés pour tout ce qui concerne la production de déchets bitumés : composition optimale d'un bitume pour éviter des réactions avec le déchet, prétraitements éventuels du déchet, etc... Il faut dire que le procédé de bitumage a fait l'objet de développements techniques depuis de longues années.

Qualitativement, le problème principal posé par une évaluation du comportement à long terme d'un déchet alpha bitumé est celui de la complexation éventuelle des actinides au contact du bitume ; les composés ainsi complexés sont fortement labiles, ce qui participerait à la dégradation de la matrice au cours du temps. Ce point n'a jamais fait l'objet de synthèse complète, tant les différents mécanismes mis en jeu sont nombreux et complexes. D'autant plus que la sûreté intrinsèque du déchet conditionné, à l'instar du béton et des verres, ne rentre pas seulement en ligne de compte, en particulier si le matériau de remplissage ou le milieu géologique d'accueil jouent un rôle de piège des ions ou de filtre des eaux intersticielles.

Les questions soulevées par le bitume ont ceci d'analogue avec celles soulevées par le béton : ce sont des questions complexes, pas toujours négatives, relatives au comportement d'un matériau à la modélisation difficile dans un environnement géologique pas assez défini. Nous retrouvons les problèmes de manque de données géologiques, condition absolument nécessaire à une recherche convenablement orientée sur les interactions entre les déchets conditionnés et la barrière géologique.

#### IV PROPOSITIONS ET CONCLUSIONS

##### IV.1. Un choix politique avant tout

A ce point de l'exposé, il convient de replacer les quelques remarques techniques et socio-économiques précédentes dans leur cadre global : nous parlons de déchets nucléaires et non industriels (chimiques par exemple), ces derniers présentant pourtant des risques et des caractéristiques (p.e. la durée de vie) rigoureusement analogues. L'objet de nos propos possède, aux yeux de l'opinion publique, trois défauts graves :

- ce sont des déchets, dont on ne dit pas assez que la production est inévitable lorsque l'homme croit bon de déployer une industrie susceptible de répondre à ses besoins. Or, les nuisances potentielles ou le risque technologique majeur associé à l'existence des sous-produits (déchets) peuvent être de même nature et/ou de même degré de gravité que ceux associés à l'industrie elle-même. Ajoutons que ce risque peut être différé dans le temps (très différé même pour les déchets nucléaires) lorsque les déchets sont produits, que leur production elle-même est différée dans le temps par rapport à la mise en oeuvre du processus générateur : voici deux bonnes raisons, conjuguées pour l'industrie nucléaire, pour lesquelles ce problème a pu être négligé dans le passé. Enfin, ce sont des déchets, c'est-à-dire "des cochonneries dont personne ne veut" ; et le public, constitué en grande partie de consommateurs à tout crin produisant hardiment sans souci de vieux appareils ménagers, des emballages vides, des voitures hors d'usage et des eaux usées, trouve cette production bien entendu légitime, alors que l'industriel d'en face qui fabrique lesdits appareils et emballages, pollue scandaleusement l'atmosphère. Le public-juge s'abstient bien évidemment de condamner le public-producteur. Par contre, il lui est totalement inadmissible de devoir même penser que lorsqu'il appuie sur un bouton pour recueillir des formes aussi impalpables de confort que la lumière ou le chauffage, il devra supporter la présence, bien réelle, de déchets encombrants et nuisibles pendant des siècles.

- Ces déchets sont frappés de leur étiquette : NUCLEAIRES. "Quoi, cette industrie, pourtant entachée du péché originel de la bombe d'Hiroshima, mais que l'on s'efforce de nous présenter comme propre, non polluante, silencieuse, sûre, économique, nationale, produit donc des déchets, comme toutes les autres industries ? Vraiment, le seuil de l'intolérable est atteint !". Cette réaction courante est bien compréhensible : dans la mesure où les instigateurs du programme nucléaire ne se sont pas, dans les premiers temps, préoccupés du problème des déchets, et ceci comme dans toutes les autres industries, comment auraient-ils pu en informer le public ? Cette démarche nécessitait un renversement complet de la façon d'envisager la décision de mise en oeuvre de cette industrie.

Même en matière de contestation, celle-ci s'est déplacée au fur et à mesure de la mise en service des différents maillons de la chaîne : réacteurs, puis retraitement, maintenant déchets. Qu'on ne s'étonne alors pas de voir resurgir le syndrome de la bombe à propos des déchets, malgré le caractère outrancier et non-fondé d'une telle comparaison.

- enfin, le paroxysme de l'insupportable est atteint pour le public lorsqu'on lui apprend que ces déchets, nucléaires, vont en plus être enfouis. L'enfouissement a, pour le grand public, une double signification :

+ c'est un constat d'incapacité : "si on les enfouit, c'est que l'on ne sait quoi en faire". Effectivement, on ne sait pas quoi en faire, par définition même du déchet, mais on essaie de faire en sorte de se débarrasser de ces colis nuisibles et encombrants dans les meilleures conditions de sûreté possibles. Jamais, la question n'est renversée en : "Qu'en ferait-on si on ne les enfouissait pas?". ou même : "A quoi doit-on renoncer pour ne pas les supporter ?".

+ l'enfouissement implique les notions de profondeur et de secret. Il n'en faut pas plus pour faire ressurgir, après le syndrome de la bombe, celui du dragon cracheur de feu qui hante les entrailles de la terre. Même si cette vision est assez caricaturale et médiévale, on ne peut douter que le secret qui s'attache aux profondeurs de la terre joue un rôle important dans la perception qu'a le public du problème.

Les déchets nucléaires, et particulièrement les déchets de longue période, possèdent donc toutes les caractéristiques requises pour ne pas faire à première vue l'objet d'un consensus d'acceptation, et peut-être même pour faire l'objet d'un consensus de rejet. Malheureusement, la position à tenir n'est pas si simpliste : les déchets sont là, et même si l'on décidait demain d'arrêter au plus vite le programme nucléaire, le problème ne serait pas résolu pour les déchets existants.

Il devient donc clair que tout choix concernant une stratégie de gestion des déchets nucléaires est de nature politique. Pour appuyer nos propos, ajoutons les considérations suivantes :

- l'histoire montre, à la lumière de l'absence de décision politique, que les efforts des différents acteurs pour contribuer à donner une solution au problème, n'ont pu être que désordonnés et aboutissant, pour chacun de ces acteurs, à une gestion en boucle fermée et ainsi à un état d'avancement inégal de leurs travaux. L'absence de doctrine officielle a aussi favorisé l'émergence de "chapelles" (par exemple, même si la France n'a pas étudié, dans le cadre de la répartition du travail au niveau des CCE, les massifs autres que granitiques, il n'a jamais été souhaité que le stockage se fasse obligatoirement dans le granite, ce que semblent croire certains).

- le facteur de blocage primordial est actuellement l'absence de sites pour poursuivre les recherches. Or, seule l'autorité gouvernementale a le pouvoir, la légitimité et la capacité de persuasion nécessaires en la matière.

- la contestation de l'énergie nucléaire, après s'être acharnée sur les réacteurs PWR, s'attaque maintenant au retraitement et particulièrement aux déchets. La meilleure façon de la désamorcer est de démontrer la faisabilité et la sûreté de sites de stockage, ce qui ne peut être fait qu'avec l'aval des autorités. On est en face d'un problème "déchets". Il convient de l'annoncer clairement et d'avancer pour achever la mise au point d'une solution.

- le risque engendré est de longue durée (300 ans au minimum) : l'Etat a donc seul le caractère de pérennité nécessaire pour assumer, sans tomber actuellement dans l'irresponsabilité, la responsabilité des déchets dans le futur. A cet égard, il convient de noter que les soucis à court terme des titulaires d'un mandat électif peuvent n'être pas compatibles avec la relative fermeté qui doit être tenue en matière de gestion de déchets.

- les critères techniques ne suffisent pas pour choisir une stratégie de gestion. Comme nous le verrons dans la partie concernant les recommandations techniques, celles-ci n'ont rien d'évident et mettent souvent en balance des situations entre lesquelles il faut trancher. De plus, le choix même de certaines dispositions techniques dépend de l'objectif fixé (ex : se fixe-t-on comme objectif de sûreté de régler le problème en une, deux, voire plusieurs générations ? Cette question détermine les choix techniques en matière de stockage des déchets de haute activité : temps et lieu de refroidissement, dimensions et disposition du stockage final).

- enfin, la sensibilité et la technicité du problème des déchets font que s'applique le théorème de l'hirsute : quel que soit le degré de consensus technique ou d'acceptabilité obtenu, il se trouvera toujours un "hirsute de service" pour affirmer, avec une certaine chance d'être entendu et écouté, le contraire de la doctrine affichée. Face à la multiplication de tels phénomènes et aux errements auxquels ils peuvent conduire, la ligne de conduite ferme ne peut être tenue que par l'autorité légitime.

Une décision globale ne peut être prise rapidement, puisqu'elle devra s'appuyer sur des propositions techniques que l'on n'est pas en mesure de formuler à l'heure actuelle. Le problème doit être décomposé en étapes dont la première, qui nécessite une décision rapide, est la recherche de sites.

#### IV.2. Pour une organisation administrative cohérente

En matière de gestion des déchets, un choix politique est nécessaire. Ce choix débouchera sur une stratégie dont la mise en oeuvre sera confiée aux différents acteurs. Cette stratégie ne pourra être relayée de façon pratique que par une organisation claire et cohérente de leur missions respectives.

Nous pouvons ici, à titre d'illustration, reprendre les trois stratégies que nous avons citées :

- dans l'hypothèse où la stratégie 1 serait choisie (enfouir tout et tout de suite en l'état actuel de la technologie), un pouvoir exorbitant serait dévolu à l'ANDRA. En effet, dans cette optique, si la consultation des autorités de sûreté (SCSIN) s'avérait négative sur un point particulier, il appartiendrait de stopper purement et simplement la production du déchet incriminé. Cette stratégie radicale ne saurait être raisonnablement envisagée, sans remettre en cause des options fondamentales du programme énergétique (hors déchets).

- dans l'hypothèse de choix de la stratégie 2 (attendre le progrès technologique), on renonce simplement à l'option fondamentale retenue actuellement, à savoir le stockage à long terme, pour développer des solutions alternatives. Le rôle moteur revient alors au CEA, dans la mesure où sa mission est de proposer des méthodes (de conditionnement par exemple) en dehors de toute demande particulière. Cette stratégie, qui a pour elle de privilégier le critère de coût, n'est pas jouable du point de vue de la sûreté (l'entreposage n'est pas une solution à long terme), tant il est évident que l'attente du progrès technologique débouchera inévitablement sur l'absence totale d'action.

- en ce qui concerne la stratégie 3 (enfouir ce qui peut l'être dans des conditions de sûreté raisonnables et développer des procédés pour le reste), le rôle moteur appartient à l'ANDRA, qui doit promouvoir la politique de gestion et diriger les recherches afférentes. Ces missions ne sont pas fondamentalement différentes de celles qui lui sont confiées par son arrêté de création : il nous semble donc qu'à l'heure actuelle, l'ANDRA ne joue pas totalement le rôle moteur qui devrait être le sien. Ceci tient très probablement à l'héritage d'une situation passée, et particulièrement à la jeunesse de cet organisme, créé en 1979, au sein du CEA, et qui s'est vu confier des attributions appartenant jusqu'à présent à celui-ci (IPSN principalement).

Quant au rôle de l'administration, il faut tout d'abord signaler qu'il n'appartient pas au service central de sûreté des installations nucléaires de proposer la politique de gestion des déchets, mais seulement de se prononcer sur la validité des options de sûreté qui lui sont soumises au vu de la politique française en matière de sûreté nucléaire, dont ce service a en charge la définition et la mise en oeuvre. Néanmoins, les problèmes posés sont complexes et font intervenir, à tous les niveaux, des considérations de sûreté : ceci explique le dialogue permanent entre l'autorité de sûreté et l'ANDRA, par exemple, au sujet des stockages géologiques, alors qu'aucun texte réglementaire n'a été publié et qu'aucune réalisation n'est en cours à l'heure actuelle. Ce rôle dynamisant du service central de sûreté des installations nucléaires, bien qu'il ne s'inscrive pas stricto-sensu dans ses missions premières, nous paraît être actuellement l'élément moteur en matière de gestion des déchets.

#### IV.3. PROPOSITIONS TECHNIQUES

##### IV.3.a) Propositions générales

Ces propositions portent sur l'ensemble des opérations de la gestion des déchets avant leur stockage : tri, collecte, conditionnements, mesure, réduction du volume, etc...

+ prédominance de la destination du déchet : jusqu'à une date récente, comme nous l'avons indiqué plus haut, on ne s'est jamais préoccupé du devenir des déchets conditionnés. Ceci s'est traduit par un effort intense de recherche concernant les conditionnements, mais assez peu concernant la recherche de sites. Or, il apparaît, en l'état actuel, que c'est le facteur de blocage primordial qui empêche de poursuivre les efforts en matière de déchets. Comme nous l'avons indiqué à propos de quelques exemples, on ne sait pas à l'heure actuelle où doit s'arrêter l'effort de recherche sur les conditionnements (par exemple) en l'absence d'informations précises sur le mode de stockage.

Cette remarque montre, à notre sens, que c'est la destination finale du déchet qui, par la connaissance de ses caractéristiques, permettra d'aboutir à une meilleure adéquation des moyens mis en oeuvre aux besoins.

En l'absence de ce type d'informations nouvelles, la plus-value marginale apportée par chacun des acteurs à la mise en place d'une solution, risque fort d'être quasi-nulle. L'ouverture de sites expérimentaux étant le problème majeur, il semble que la prise en compte des informations qu'apportera la mise à disposition de ces sites, doit constituer le fil directeur de la gestion future des déchets de longue période.

Ceci ne remet en cause aucune des options prises à l'heure actuelle (par exemple en matière de conditionnement) dans la mesure où il est infiniment plus facile d'adapter le produit au milieu de réception que l'inverse.

Néanmoins, lorsque l'état de l'information sur les structures d'accueil des déchets permettra, en présence d'une décision politique, de dégager une ligne directrice de gestion, il serait souhaitable que les différents acteurs lui accordent la plus grande attention.

#### + production des déchets

Comme dans toute autre industrie et de la même façon qu'il est possible d'économiser l'énergie, il est possible de réduire dans des proportions variables la quantité de déchets radioactifs et de matière présente dans ces déchets. Pour cela, les divers opérateurs industriels du cycle du combustible nucléaire doivent être sensibilisés au problème, qui constitue à l'heure actuelle le point faible de ce cycle. Il est même possible d'aller plus loin que la simple action psychologique, en incitant par exemple financièrement les producteurs à réduire le volume de leurs déchets. La production de déchets étant localisée au niveau de l'atelier, il pourrait être profitable d'établir un système de taxation interne des usines, qui pénaliserait l'atelier produisant plus que son

quota et inversement. A cet égard, l'exemple de la station de traitement des effluents de Marcoule, qui, en instituant un système de ce genre, a vu ses rejets sensiblement diminuer est significatif.

Par ailleurs, un gain important en volume peut être obtenu par l'amélioration des caractéristiques techniques des usines de retraitement : cet effort a été accompli, particulièrement en matière de déchets technologiques, pour les nouvelles usines UP3-A et UP2-800 de La Hague.

+ tri et collecte des déchets - Problèmes de mesure

La connaissance précise d'un déchet, condition nécessaire pour déterminer le meilleur moyen de traitement, passe par la connaissance du processus qui l'a produit. Pour cela, un tri soigneux et une identification du déchet doivent être effectués à la source. Ces mesures éviteront de plus de reclasser ou de déclasser un déchet donné dans une catégorie qui ne soit pas la sienne, entraînant soit un surcoût de traitement - pour le reclassement -, soit une mise en défaut des principes de sûreté - pour le déclassement -. Sur ce point, l'action à mener est essentiellement une sensibilisation des producteurs décentralisés (ateliers) au problème "déchets".

De plus, une meilleure connaissance du produit, en particulier en ce qui concerne la contamination alpha, sera apportée par l'amélioration des méthodes de mesure industrielle des colis de déchets. Cette mesure devra s'effectuer dans la mesure du possible aux endroits "stratégiques" de la production, c'est-à-dire immédiatement après production du déchet et avant son conditionnement.

+ traitement du déchet avant conditionnement

Ce traitement peut avoir deux effets : réduire le volume du déchet et séparer les produits à vie longue des produits à vie courte.

- la réduction du volume : il n'est pas évident que cette méthode soit intéressante. Il faut en attendre principalement deux améliorations : l'économie du stockage et l'amélioration du degré de sûreté. Le traitement de réduction de volume d'un déchet coûte cher (quelqu'il soit). Cette dépense est à mettre en balance avec l'économie qui sera réalisée par la réduction globale du volume qui sera stocké. Il s'agit là d'un problème de coût à très long terme (cf. II.1.a) auquel on ne sait pas répondre. Quant à l'aspect sûreté, il n'est pas clairement démontré que la réduction du volume puisse être bénéfique. Dans le cas des déchets de faible et moyenne activité massique et si l'on se réfère au scénario de relâchement maximal prévu (réalisation, sur le site après banalisation, d'un grand chantier de génie civil), il est clair que l'augmentation de la concentration de produits à vie longue dans les colis, résultant de la diminution du volume, entraînera un risque radiologique plus important. Dans le cas des stockages géologiques, aucune étude de sûreté n'ayant été faite, aucune conclusion générale ne peut être avancée.

Enfin, la réduction du volume peut être intéressante dans le cas où la difficulté d'ouverture de sites d'implantation pour des stockages géologiques deviendrait plus importante. Cette contrainte rejeterait la réduction du volume dans le domaine des options politiques.

- la séparation des produits à vie longue : comme nous l'avons souligné à propos de l'option d'évacuation spatiale, la séparation des émetteurs alpha du reste du déchet pose de nombreux problèmes : réalisation pratique (amélioration de la chimie fine), production de déchets liée à la mise en oeuvre d'installations de traitement, détournement de matière contenant des éléments à vie longue des stockages profonds vers les stockages de surface ; néanmoins, cette séparation des produits à vie longue pourrait être intéressante dans la mesure où elle permettrait, par exemple par un traitement additionnel de lixiviation, d'en concentrer la quasi-totalité dans des solutions qui seraient destinées à être vitrifiées en même temps que les solutions de produits de fission. Cette suggestion permettrait d'aboutir à une certaine cohérence dans le traitement des différents produits, dans la mesure où la quasi-totalité des émetteurs à vie longue sont vitrifiés. Une autre application pratique qui pourrait être prometteuse serait la récupération de produits à vie longue spécifiques (par ex, l'iode-129 ou le Np-237) en vue de leur évacuation spatiale.

En tout état de cause, il ne faut pas oublier, en matière de traitement de déchets :

- que toute opération supplémentaire se traduit par des dépenses supplémentaires dans l'immédiat, mais "économise" (pas seulement au sens financier) pour le futur.

- que toute opération supplémentaire se traduit aussi par une irradiation du personnel chargé de la mettre en oeuvre. Cette irradiation doit être mise en balance avec l'économie éventuelle des doses d'exposition pour le public dans le futur.

- que la mise en oeuvre d'une installation de traitement de déchets sera à l'origine de la production de déchets secondaires et de phénomènes évoqués ci-dessus.

- que tout traitement qui aura pour effet, soit de diminuer l'activité du déchet, soit de changer la nature physico-chimique du déchet pour le rendre insoluble, donc moins susceptible de migrer, est jugé bon pour la sûreté à long terme.

Il est clair que ce choix entre traitement du déchet et conditionnement sans traitement, qui repose sur des critères plus ou moins quantifiables mettant en jeu des durées très longues, ne peut qu'être un choix politique, qui doit être fait en connaissance de cause au moyen des éléments techniques et économiques évaluables.

#### + le conditionnement des déchets

Comme nous l'avons indiqué auparavant, il serait illusoire de vouloir faire reposer la sûreté à long terme sur le premier système de confinement (déchet conditionné plus conteneur). Par contre, ce premier système de confinement doit assurer la sûreté intrinsèque du colis à court terme, tout au moins jusqu'à rebouchage du stockage définitif. Par conséquent, il ne servirait à rien de perfectionner sans cesse des conditionnements qui, en tant que procédés mis en oeuvre à l'échelle humaine, sont destinés à être dégradés bien avant que la nocivité potentielle du déchet ne devienne négligeable. De plus, ce conditionnement et l'enve-

loppe éventuelle sont destinés à être étudiés, lorsque des informations complémentaires concernant le stockage sont connues, en liaison avec la connaissance de ce dernier (problèmes de compatibilité chimique, de performances comparées des systèmes de confinement). La plus-value qui pourra être significativement apportée en la matière passe encore une fois par la connaissance précise des sites de stockage. Enfin, il convient de traiter les différents conditionnements de la même manière du point de vue de la sûreté : dans la mesure où l'on sépare le premier système de confinement d'une part, le second et troisième systèmes de confinement d'autre part, en faisant reposer sur l'un la sûreté à court et moyen terme, sur l'autre la sûreté à long terme, les performances comparées entre les divers types de conditionnement, eu égard au risque radiologique engendré par le déchet qu'ils enrobent, doivent être du même ordre de grandeur. Sinon, un type de déchets serait "privilégié" (au sens de la sûreté) par rapport à d'autres, ce qui est inacceptable, ces derniers constituant le "point faible" de la chaîne. On peut voir toute la difficulté de ce type de démarche, par exemple pour comparer les performances globales, en présence du même milieu de stockage, d'un verre contenant une quantité très importante de radioéléments (alpha, bêta, gamma) et d'un béton en contenant moins. Il n'est pas possible, pour cela, de s'appuyer uniquement sur la qualité intrinsèque de confinement du conditionnement (et éventuellement, du conteneur) tant l'importance du milieu de stockage et les interactions déchet - géologie sont à prendre en compte. Concernant les procédés actuels de conditionnement, même si, comme nous l'avons dit au III, le verre fait figure de "panacée" et le béton et le bitume de "parents pauvres", il faut bien, en l'état actuel des connaissances, se garder de louer ou de condamner l'un ou l'autre. De même, le jugement que l'on pourrait a priori porter sur de nouveaux procédés, comme l'incinération scorifiante ou la fusion de coques, doit être replacé dans la perspective globale du stockage du déchet : il est certain que ces procédés contribuent à l'amélioration de la qualité intrinsèque du confinement. Mais qu'en est-il au regard du stockage final ? Que sait-on par exemple de l'interaction argile-zirconium ?

Ces quelques remarques ne sont ni une approbation, ni une condamnation des procédés actuels : malgré les défauts de certains conditionnements (cf. III.2.), et au risque d'écrire une lapalissade, un conditionnement vaut mieux que pas de conditionnement du tout. L'incident récent (06/01/81) de La Hague, où des chemises de graphite entreposées en vrac dans un silo avaient pris feu, entraînant une contamination négligeable, mais mesurable et psychologiquement importante, est à cet égard significatif. Le même problème se pose pour l'entreposage des coques (problème d'inflammabilité du zirconium). Or, pour mettre en oeuvre un conditionnement dans des conditions industrielles acceptables, l'exploitant se doit de faire le choix, bien avant la construction de ses ateliers, du meilleur procédé disponible à cet instant. Il n'existe pas à l'heure actuelle de procédés alternatifs industriels au bétonnage et au bitumage. Néanmoins, l'exploitant doit se tenir attentif à l'émergence de ces nouvelles techniques pour les adapter, dans la mesure du possible<sup>+</sup>, à son procédé.

+ l'entreposage

Compte tenu de ce qui a été dit auparavant au sujet du calendrier serré (cf II.3.a) et du paragraphe précédent, il pourra s'avérer nécessaire de disposer dans un avenir proche (1990-92) d'installations d'entreposage de déchets conditionnés, dans l'attente de réalisations industrielles de centres de stockages à long terme. Des installations de ce type sont d'ores et déjà prévues à La Hague pour le refroidissement pendant 5 ans des blocs de verre produits par l'atelier de vitrification à partir de 1987.

---

<sup>+</sup> C'est à dire, compte tenu de contraintes de faisabilité et d'utilité dans une perspective globale de gestion des déchets.

+ Les normes

Nous avons vu dans l'introduction que l'existence d'une norme de séparation des catégories de déchets A (faible et moyenne activité) et B (alpha) posait de nombreux problèmes : fixation de cette norme, acceptabilité d'émetteurs alpha à vie longue dans la biosphère, choix du scénario de relâchement maximal pour fixer la norme, etc...

Certains pays étrangers, notamment la Suède, ont tourné la difficulté en n'acceptant en surface ou en subsurface que des déchets qui, par nature même, sont exempts de produits à vie longue (déchets de réacteurs). Cette position est parfaitement défendable, dans la mesure où elle permet de désamorcer un des points fondamentaux de la contestation. Tous les éléments de période longue seraient alors traités de la même manière, c'est-à-dire destinés au stockage en profondeur. La polémique sur les possibilités de mesure de la contamination alpha et les risques d'erreur afférents serait sans objet. Cette proposition n'est donc pas à exclure, d'autant plus qu'elle ne modifierait que de façon marginale les grands flux dans les différentes catégories de déchets - les déchets de réacteurs, "bons" déchets pour le stockage en surface, constituant la grande majorité de la catégorie A -

+ Les déchets déjà produits

Les déchets produits dans le passé sont actuellement soit stockés en surface au centre de stockage de la Manche (lorsqu'ils répondent aux normes d'acceptabilité), soit entreposés sur les centres de production.

On peut schématiquement classer ces déchets en quatre catégories, que nous noterons P1 à 4 (dans l'ordre des priorités décroissantes) :

- P1 : déchets entreposés en vrac pour lesquels aucun conditionnement n'est encore prévu,
- P2 : déchets entreposés en vrac, dont le conditionnement est possible par des méthodes actuellement retenues,
- P3 : solutions de produits de fission entreposées à La Hague et Marcoule,
- P4 : déchets conditionnés entreposés, destinés aux stockages profonds.

- catégorie P2 : certains de ces déchets, posent de gros problèmes de reprise parce qu'ils sont entreposés en vrac (coques 150 m<sup>3</sup> environ, boues de la STE, 3000 m<sup>3</sup> environ) ; mais leurs caractéristiques ne diffèrent pas fondamentalement de celles des déchets futurs. Les mêmes traitements et conditionnements devront donc leur être appliqués.

- catégorie P3 : c'est le cas particulier des solutions de produits de fission entreposées actuellement à La Hague et à Marcoule : dans le cas de Marcoule, le stock, relativement homogène de composition, est en cours de résorption (fabrication des verres par l'AVM). Mais dans le cas de La Hague, le procédé de vitrification demandera à être peaufiné pour s'adapter aux compositions des solutions actuelles (très variées, problème de molybdène, des ions sodium,...). Il faut donc mieux connaître le produit stocké (historique, transvasements, etc...). Il est prévisible que, si le futur atelier AVH (atelier de vitrification de La Hague) démarre par la fabrication des verres correspondant à des solutions, il connaîtra des gros problèmes de rendement.

- catégorie P4 : ce sont les déchets déjà conditionnés, qui sont entreposés en attente de l'ouverture de centres de stockage en profondeur parce qu'ils ne répondent pas aux normes d'acceptabilité en surface. Citons à titre d'exemple appartenant à cette catégorie, 6000 fûts de boues bitumées entreposées à Marcoule, donnant un débit de dose au contact compris entre 2 et 100 rad/h, ainsi que des fûts contenant des déchets technologiques bétonnés. Ceux-ci ne posent pas de problèmes de reprise, mais essentiellement des problèmes de transport et de manutention (irradiation).

- catégorie P1 : la plus grande attention devra lui être accordée, car il s'agit de déchets entreposés en vrac, posent de gros problèmes de reprise, mal connus quant à leur composition (présence d'émetteurs alpha), et pour lesquels aucun traitement et aucun conditionnement ne sont prévus à l'heure actuelle. Il est clair que ces déchets constituent un chemin de retour privilégié de la contamination vers l'homme, comme l'a montré l'an passé l'incendie des gaines de graphite dans une cuve d'entreposage à La Hague. A titre d'exemple, entrent dans cette catégorie

tous les déchets de structure des combustibles de la filière graphite-gaz déjà retraités : graphite (plusieurs milliers de m<sup>3</sup>), queusots (extrémités des combustibles), magnésium (p.e. 800 t entreposées sous eau à Marcoule), etc... Ces déchets peuvent en grande majorité être considérés comme contenant une quantité significative d'émetteurs alpha, bien que très peu de prélèvements aient été effectués à fin de vérification.

Entrent aussi dans cette catégorie des déchets solides divers (ex : stockage Attila implanté à La Hague, contenant des déchets alpha du CEN de Fontenay), des liquides (solvants contaminés des différents centres), etc... La mise au point de procédés de traitement et de conditionnement de ces déchets nécessitera vraisemblablement une recherche longue et coûteuse, eu égard aux faibles volumes relatifs de chaque cas particulier. Néanmoins, une approche globale du problème des déchets passe par cet assainissement.

#### + les aspects tarifaires

Nous n'avons pas encore soulevé le problème du financement des centres de stockage des déchets. Avant de l'aborder, il est nécessaire de donner quelques aperçus de la politique tarifaire actuelle en ce qui concerne le centre existant (centre de stockage de déchets de catégorie A à la Hague) :

- le budget de l'ANDRA est autonome au sein du CEA. L'enfouissement des colis au centre de stockage de la Manche constitue donc sa seule ressource. L'ANDRA a établi un tarif forfaitaire par type de colis tenant compte de ses frais fixes.

- le producteur paie : Electricité de France est en l'occurrence, le principal futur producteur de déchets. Actuellement, les clients les plus importants de l'ANDRA sont Electricité de France, COGEMA et les armées.

En ce qui concerne les futurs centres de stockages à long terme, plusieurs questions se posent :

- comment financer la construction des centres ?

- comment financer les recherches afférentes ?

La construction des centres de stockages en formations géologiques profondes nécessitera des investissements importants (ordre de grandeur 400 MF). La solution qui semble actuellement retenue serait le recours à l'emprunt. Cette option pose un problème non négligeable, car l'ANDRA n'est pas dotée de la personnalité juridique. L'emprunt devra donc être effectué en son nom par le CEA, ce qui peut sembler incompatible avec l'autonomie budgétaire de l'ANDRA. Une autre solution, à l'image des méthodes belges et suédoises, serait la création d'un fonds de gestion à long terme, alimenté par un prélèvement sur le prix du kilowatt-heure. Cette option présente aussi des avantages et des inconvénients : elle permet de faire payer "en même temps que l'énergie ses inconvénients" mais à quel prix, il faudrait connaître le "coût à long terme du stockage"?)

L'absence actuelle de prise en compte du devenir des déchets au niveau des tarifs appliqués ne peut que fausser les choix en matière d'énergie, le coût du kwh nucléaire étant sous-évalué (on peut penser que le prélèvement pour le stockage pourrait se monter à plusieurs centimes par kwh).

Par contre, si l'on institue un prélèvement sur le kWh nucléaire, pourquoi ne pas en instituer un sur le kWh-charbon destiné à l'alimentation d'un fonds pour l'aplanissement des terrils, même si les nuisances potentielles des deux types de déchets ne sont pas comparables ?

Nous ne trancherons pas ce débat, mais il faut souligner que la solution de financement devra être en accord avec les lignes directrices choisies pour la gestion des déchets.

Les recherches relatives aux choix des sites sont du ressort de l'ANDRA. Or, celle-ci ne peut pas inclure dans ses tarifs actuels des ventilations d'études qui ne sont pas en rapport avec l'objet de ces tarifs. Les producteurs de déchets participent donc directement au financement de ces études par versements forfaitaires. Il semble que cette solution plaise à tous les acteurs en présence.

### III.3.b Actions de recherche et développement

Pour compléter les recommandations, il conviendra plus particulièrement de poursuivre des actions de recherche et développement dans les domaines suivants :

b1) mesure de l'activité des déchets : les dispositifs actuels de mesure de contamination alpha des déchets des performances insuffisantes, compte tenu de l'évolution des normes marquant les limites respectives des catégories A et B. Il convient de poursuivre l'effort de recherche en matière de mesure industrielle, c'est-à-dire non destructive, de manière à disposer d'appareils de mesure "en ligne" de la contamination des différents déchets.

b2) recherche en matière de traitement de déchets : dans la mesure où le choix d'un traitement serait fait pour tel ou tel type de déchets, il convient de poursuivre les recherches en vue de disposer d'installations adéquates. En particulier, les traitements d'incinération, associés aux traitements des cendres, de broyage cryogénique, associé à un système de récupération des émetteurs alpha, ou de digestion acide, devraient faire l'objet d'études plus approfondies.

#### b3) recherche en matière de conditionnement

Dans la mesure où les conditionnements actuellement proposés (verre, béton, bitume) sont les seuls à être disponibles industriellement, il paraît nécessaire de poursuivre les études de caractérisation, en particulier pour le béton et le bitume. De plus, les études sur les possibilités d'adaptation du verre à des compositions de solutions de produits de fission variées, et d'utilisation du verre pour le conditionnement d'autres déchets (fines de cisailage p.e.), devraient être poursuivies. Enfin, il serait bon de faire porter un effort plus particulier, notamment en matière de réalisations industrielles, sur les procédés de conditionnement alternatifs (ou de traitement-conditionnement) : incinération scorifiante, céramisation des boues, fusion décontaminante des coques, de manière à disposer dans quelques années de procédés industriels de rechange et de diversification.

b4) recherche en matière de conteneurage

S'il s'avère que la sûreté exige un type de conteneurage différent de ce qu'il est actuellement, il convient de ne pas être démuné pour répondre à cette demande. Pour cela, les recherches sur les conteneurs devraient être prolongées aux matériaux nobles et aux céramiques.

IV.3.c Rechercher des sites et entreprendre les évaluations de sûreté correspondantes

Comme nous l'avons souligné en I.3., il ne s'agit pas de rechercher des sites pour enfouir le plus vite possible les déchets, mais au contraire pour se donner les moyens de progresser significativement dans les recherches. Nous avons déjà vu qu'un grand nombre d'entre elles passe par une meilleure connaissance du milieu d'accueil : citons pêle-mêle l'interaction enrobage-conteneur-terrain, le comportement à long terme du déchet dans les conditions réelles du stockage, l'hydrogéologie profonde, la mise au point de matériels et de procédures spécifiques d'exploitation et de scellement du stockage, la qualification des procédés technologiques, etc... Des progrès importants et un redémarrage vers la mise au point d'une solution de stockage à long terme des déchets passe par ces connaissances. Nous avons vu précédemment que le rôle de l'autorité politique est primordial ; une décision de recherches de sites serait non seulement un premier pas important vers une solution définitive, mais encore l'affirmation d'une volonté.

Comme nous l'avons également indiqué, une recherche de sites "tous azimuts", qui pourrait être effectuée par le service public compétent (BRGM), annoncée de façon claire et dans le cadre d'un programme de prospection, serait vraisemblablement préférable à des actions ponctuelles pour plusieurs raisons :

- une recherche de sites potentiels dans divers milieux géologiques (sel, argile, granite) permettrait de comparer, des points de vue de faisabilité, sûreté et économie à court terme, des différents milieux.

- une recherche "tous azimuts" sur le territoire français permettrait de dépassionner le débat lorsqu'il s'agit de forer en un endroit donné, puisque le site n'aurait a priori qu'une probabilité minime (p.e. 10 %) d'être retenu. A cet égard, le cas du forage unique d'Auriat dans le Limousin, qui a vu se dresser les populations locales contre sa réalisation, est riche d'enseignements.

Cette méthode se heurte, dans les conditions actuelles, bien entendu, à son prix de revient. Dix caractérisations de site, de prix de revient unitaire compris entre 5 et 10 MF, représentent une part non négligeable de la totalité des budgets CEA et ANDRA affectés aux déchets de toutes catégories (environ 200 MF). Mais la faiblesse relative de ces budgets donne à penser que l'effort pourrait raisonnablement être entrepris.

Enfin, la recherche de sites permettrait d'entreprendre les évaluations de sûreté et les stockages à long terme qui font cruellement défaut à l'heure actuelle. Ceci ne signifie pas que toute la sûreté repose sur le milieu géologique. Mais pour appréhender le risque dans sa globalité, il est nécessaire de mieux connaître ce milieu. Les évaluations de sûreté risquant d'être particulièrement complexes, la "modélisabilité" du site sera vraisemblablement un argument déterminant dans les choix techniques qui seront effectués.

#### IV.4

#### CONCLUSIONS

En marge de ces propositions, nous souhaiterions formuler quelques conclusions, volontairement réduites à quelques points particulièrement fondamentaux pour la compréhension ou la réflexion sur les questions posées par le problème de la gestion des déchets de longue période.

- C'est un problème qui n'est pas seulement nucléaire, et se replace dans le cadre plus général de production de déchets industriels ; la radioactivité des déchets lui donne une dimension particulière, vu le caractère sacré des enjeux des activités nucléaires. Mais l'industrie nucléaire est la première qui s'occupe de ses déchets. De plus, ceux-ci ont le bon goût de disparaître dans le temps, alors que certains déchets chimiques paraissent voués à une existence éternelle.

- Essentiellement à cause du caractère radioactif des déchets, la réalisation d'un programme de gestion de déchets nucléaires pose et posera toujours des problèmes sérieux d'acceptabilité par l'opinion publique ; le meilleur moyen de dépassionner le débat reste la mise en application soignée d'un programme clair comportant des réalisations pratiques, tant il est vrai que le meilleur moyen de le passionner à l'extrême serait l'application de demi-mesures, tant que le problème n'a pas un caractère d'urgence absolue, puis la mise en place peu réfléchie d'un programme hâtivement bâti sous la pression des événements.

- En matière d'options techniques et de choix de stratégies, il faut bien réaliser qu'aucune optimisation ne peut être trouvée, tant les problèmes posés sont d'un type nouveau et sortent de la logique économique ; il ne peut s'agir que de choix, que l'on doit souhaiter les plus cohérents possibles. A cet égard, les faiblesses des recherches relatives à la découverte des sites nous paraissent être le frein le plus important à une cohérence des choix actuellement retenus.

- L'organisation institutionnelle mise en place pour la gestion des déchets doit être cohérente avec ces choix : si le gouvernement décide par exemple qu'un stockage en formations géologiques de déchets de catégorie B (alpha) doit être mis en activité dès le début de la décennie 1990, il serait souhaitable de s'assurer que l'ensemble des recherches nécessaires pour atteindre cet objectif soient coordonnées de façon étroite ; si au contraire, il est décidé que l'on peut entreposer pendant plusieurs décennies, l'organisation actuelle, qui peut se caractériser par une disparité des recherches sur les conditionnements d'une part, et les stockages d'autre part, et par une coordination faible, paraît bien adaptée.

- Nous avons essayé de montrer dans ce rapport combien il est difficile d'effectuer des choix sur ce type de problème en l'absence d'un système de mesure qui permette de comparer globalement plusieurs options entre elles. Ceci explique probablement qu'il est difficile de poser simplement le problème que de le résoudre. Contrairement à une attitude couramment répandue, on ne se trouve pas en position de faiblesse si l'on évoque les problèmes non résolus. De toutes les façons, le problème des déchets, de par sa nature même, se posera toujours dans les mêmes termes

avec aussi peu de critères d'appréciation pour trancher entre les choix possibles. Même si les préoccupations de l'autorité publique sont d'un tout autre ordre de grandeur en ce qui concerne la visée dans le temps (très court terme), celle-ci doit faire un choix, qui, il ne faut pas se le cacher, engage la sûreté à très long terme. Néanmoins, ce choix peut se décomposer en étapes, dont la première est l'autorisation de recherches de sites.

Il faut donc souhaiter que l'autorité compétente, surmontant la difficulté d'appréhender ce problème "anormal" avec des outils "normaux", pourra se déterminer. Sinon, il faudra "quelque chose" pour faire avancer le problème vers sa solution...

## ANNEXE 1

Décret du 20 juin 1966

## TITRE PREMIER

## Dispositions générales.

ARTICLE PREMIER. — Le présent décret a pour but de fixer les principes généraux de protection contre les dangers pouvant résulter des rayonnements ionisants.

ART. 2. — Les présentes dispositions s'appliquent à toute activité impliquant une exposition à des rayonnements ionisants, et notamment à la production, au traitement, à la manipulation, à l'utilisation, à la détention, au stockage, au transport et à l'élimination des substances radioactives naturelles ou artificielles.

ART. 3. — L'exercice des activités visées à l'article 2 ci-dessus est soumis à un régime de déclaration ou d'autorisation préalable, sauf lorsque ces activités portent sur des substances radioactives ou appareils entrant dans l'une des catégories suivantes :

Substances radioactives dont l'activité totale est inférieure à 0,1 microcurie pour les radionucléides les plus toxiques (groupe I) ou aux valeurs équivalentes déterminées dans chaque cas en fonction de la radiotoxicité relative et fixées dans l'annexe II du présent texte ;

Substances radioactives dont l'activité massique est inférieure à 2 microcuries par kilogramme, ou 10 microcuries par kilogramme pour les substances radioactives solides naturelles ;

Appareils émettant des rayonnements ionisants, à condition que les matières radioactives éventuellement incluses soient efficacement protégées contre tout contact et toute fuite, et que le débit de fluence énergétique n'entraîne pas, dans les conditions normales d'utilisation, en tout point extérieur situé à une distance de 0,1 mètre de la surface de l'appareil, un débit d'équivalent de dose de plus de 0,1 millirem par heure, et que ces appareils soient d'un type agréé par les autorités ministérielles compétentes.

Toutefois, par dérogation aux dispositions ci-dessus, une autorisation préalable sera toujours nécessaire pour l'utilisation de substances radioactives à des fins médicales.

Sont interdites :

L'addition de substances radioactives dans la fabrication des denrées alimentaires, des produits cosmétiques et des produits à usage domestique ;

L'utilisation de substances radioactives dans la fabrication des jouets.

Lorsque la réglementation en vigueur ne détermine pas des régimes d'autorisation ou de déclaration applicables, il appartient aux ministres intéressés de prendre les dispositions nécessaires.

ART. 4. — Les termes utilisés en matière de protection contre les rayonnements ionisants sont définis à l'annexe I du présent décret.

## TITRE II

## Equivalents de dose maximaux admissibles.

ART. 5. — Les équivalents de dose maximaux admissibles fixés ci-dessous ne s'appliquent ni à l'irradiation naturelle ni à l'irradiation à des fins médicales.

ART. 6. — L'exposition des personnes et le nombre des personnes exposées aux rayonnements ionisants doivent, dans la limite des maximums prévus par la réglementation, être aussi réduits que possible.

ART. 7. — Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements :

A. — Les équivalents de dose maximaux admissibles dans les conditions normales de travail sont les suivants :

1° Organisme entier, organes hématopoïétiques et gonades :

a) L'équivalent de dose cumulé à un âge donné N, exprimé en années, ne doit pas dépasser la valeur D, exprimée en rems, calculée par la formule de base :

$$D = 5 (N - 18).$$

b) L'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 3 rems. Cet équivalent de dose peut être reçu en une seule fois mais ceci doit être évité dans toute la mesure du possible.

c) Lorsque, pour une période donnée de la vie professionnelle d'une personne, l'équivalent de dose cumulé n'est pas connu de façon certaine, on admettra qu'il est égal à l'équivalent de dose maximal admissible dans le présent décret pour cette période.

d) Les personnes qui ont été exposées à une époque où les équivalents de dose maximaux admissibles étaient supérieurs à ceux fixés dans le présent décret et qui ont cumulé un équivalent de dose supérieur à celui permis par la formule de base, ne seront pas soumises à une exposition supérieure à 5 rems par an, jusqu'au moment où l'équivalent de dose cumulé devient inférieur à celui qui est permis par la formule.

2° Peau et tissus osseux (sauf mains, avant-bras, pieds, chevilles) :

L'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 8 rems.

L'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 30 rems.

3° Autres organes et tissus internes :

L'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 4 rems.

L'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 15 rems.

4° Mains, avant-bras, pieds, chevilles :

L'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 15 rems.

L'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 60 rems.

5° Dispositions particulières au personnel féminin :

a) Pour les femmes en état de procréer, l'équivalent de dose délivré en trois mois consécutifs au niveau de l'abdomen, par des rayonnements pénétrants, ne doit pas dépasser 1,3 rem.

b) L'exposition des femmes dont la grossesse est reconnue, devra respecter, lorsqu'elle entraîne une irradiation de l'abdomen par des rayonnements pénétrants, les règles fixées à l'article 8, paragraphe 1°, pour les personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements.

B. — Les équivalents de dose maximaux admissibles en cas d'irradiation externe ou de contamination interne exceptionnelles concertées sont définis aux articles 13 et 16 ci-après.

ART. 8. — Les équivalents de dose maximaux admissibles pour les personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements sont fixés comme suit :

1° Organisme entier, organes hématopoïétiques et gonades :

L'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 1,5 rem.

2° Autres organes et tissus :

Les équivalents de dose reçus au cours d'une année ne doivent pas dépasser le dixième des valeurs correspondantes fixées, pour les personnes directement affectées à des tra-

vaux sous rayonnements, à l'article 7, paragraphe A, 2°, 3° et 4°.

Art. 9. — Les équivalents de dose maximaux admissibles pour les personnes du public sont fixés comme suit :

1° Organisme entier, organes hématopoïétiques et gonades :

L'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 0,5 rem.

2° Autres organes et tissus :

Les équivalents de dose reçus au cours d'une année ne doivent pas dépasser le dixième des valeurs correspondantes fixées, pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, à l'article 7, paragraphe A, 2°, 3° et 4°.

ART. 10. — L'équivalent de dose maximal admissible pour la population dans son ensemble est fixé comme suit :

L'équivalent de dose génétique pour la population dans son ensemble, tel qu'il est défini à l'annexe I, ne doit pas dépasser 5 rem.

ART. 11. — Les équivalents de dose maximaux admissibles fixés au présent titre s'appliquent à l'irradiation totale résultant de l'irradiation externe et de l'irradiation interne.

### TITRE III

#### Irradiation externe.

ART. 12. — Dans les cas d'irradiation externe, les équivalents de dose délivrés au niveau des différents organes ou tissus sont évalués à partir des résultats de mesures faites à l'extérieur de l'organisme, avec des appareils et selon des méthodes qui doivent être adaptés aux différentes natures et aux différentes énergies des rayonnements.

Les valeurs du facteur de qualité à utiliser pour les différentes natures et les différentes énergies des rayonnements, ainsi que les débits de fluence de neutrons correspondant aux équivalents de dose maximaux admissibles, sont donnés à l'annexe III du présent décret.

ART. 13. — Dans le cas d'irradiation externe exceptionnelle concertée, les équivalents de dose maximaux admissibles sont fixés comme suit :

1° Irradiation globale :

a) L'équivalent de dose, délivré en une ou plusieurs fois, au cours d'une opération donnant lieu à une irradiation externe exceptionnelle concertée globale, ne peut dépasser 12 rems.

b) Si l'équivalent de dose cumulé est alors inférieur à l'équivalent de dose maximal admissible calculé d'après la formule de base de l'article 7, paragraphe A, l'équivalent de dose trimestriel étant supérieur à 3 rems, les expositions ultérieures ne devront pas entraîner d'équivalents de dose supérieurs à 1,5 rem par trimestre, jusqu'à ce que l'équivalent de dose trimestriel moyen depuis l'exposition concertée redevienne inférieur à 3 rems.

c) Si l'équivalent de dose cumulé est supérieur à l'équivalent de dose maximal admissible calculé d'après la formule de base de l'article 7, paragraphe A, les expositions ultérieures ne devront pas entraîner d'équivalents de dose supérieurs à 2,5 rems par an, jusqu'à ce que l'équivalent de dose cumulé soit à nouveau conforme à la formule de base.

d) Aucune femme en état de procréer ne peut être soumise à une telle irradiation.

2° Irradiation partielle :

a) L'équivalent de dose, délivré en une ou plusieurs fois au cours d'une opération donnant lieu à une irradiation

externe exceptionnelle concertée partielle, ne peut dépasser :

Pour les mains, avant-bras, pieds, chevilles : 60 rems ;

Pour la peau (sauf les mains, avant-bras, pieds, chevilles) : 30 rems ;

Pour les cristallins : 15 rems.

b) Les expositions ultérieures ne devront pas entraîner d'équivalents de dose supérieurs à la moitié des équivalents de dose maximaux admissibles correspondants, fixés à l'article 7, paragraphe A, jusqu'à ce que l'équivalent de dose trimestriel moyen depuis l'exposition concertée redevienne inférieur à l'équivalent de dose maximal admissible trimestriel.

ART. 14. — Dans le cas d'irradiation externe exceptionnelle non concertée, les mesures à prendre sont fixées comme suit :

1° Irradiation globale :

a) Lorsque l'équivalent de dose délivré au cours d'une irradiation externe exceptionnelle non concertée globale ne dépasse pas 25 rems, les expositions ultérieures seront limitées selon les modalités fixées au paragraphe 1°, « littéra b et c », de l'article 13 pour l'irradiation exceptionnelle concertée.

b) Lorsque l'équivalent de dose délivré dépasse 25 rems, les mesures prévues à l'article 25, paragraphe 3°, ci-dessous, devront être appliquées.

2° Irradiation partielle :

a) Lorsque l'équivalent de dose délivré au cours d'une irradiation externe exceptionnelle non concertée partielle ne dépasse pas le double des valeurs fixées à l'article 13, paragraphe 2°, « littéra a », les expositions ultérieures seront limitées selon les modalités fixées au paragraphe 2°, « littéra b », du même article pour l'irradiation externe exceptionnelle concertée.

b) Lorsque l'équivalent de dose délivré dépasse les valeurs fixées ci-dessus, les mesures prévues à l'article 25, paragraphe 3°, ci-dessous, devront être appliquées.

### TITRE IV

#### Contamination interne.

ART. 15. — Dans les cas de contaminations internes soit par inhalation, soit par ingestion, les équivalents de dose maximaux admissibles trimestriels et annuels définis au titre II pour toutes les catégories de personnes exposées seront considérés comme respectés si la concentration dans l'air ou dans l'eau d'un radio-élément ou d'un mélange de radio-éléments ne dépasse pas en moyenne au cours de la période correspondante les valeurs indiquées à l'annexe IV.

Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, l'inhalation ou l'ingestion en une fois de la quantité de radio-éléments qui serait inhalée ou ingérée lors d'une exposition continue durant trois mois consécutifs à la concentration maximale admissible est permise mais doit être évitée dans toute la mesure du possible.

Cependant, pour les composés solubles de l'uranium, en raison de la toxicité chimique, la quantité inhalée en un jour ne doit pas dépasser 2,5 mg d'uranium et la quantité ingérée en deux jours ne doit pas dépasser 150 mg d'uranium.

ART. 16. — Dans le cas de contamination interne exceptionnelle concertée :

1° La quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée en une ou plusieurs fois, au cours d'une opération donnant lieu à une contamination interne exceptionnelle concertée, ne

peut dépasser la quantité qui serait inhalée ou ingérée lors d'une exposition continue pendant une année, aux concentrations maximales admissibles indiquées à l'annexe IV pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements.

2° Pour les expositions ultérieures, les limites à appliquer seront au plus égales à la moitié des concentrations maximales admissibles indiquées à l'annexe IV pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, pendant le temps qui serait nécessaire pour inhaler ou ingérer, en exposition continue, la quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée au cours de l'opération ayant donné lieu à la contamination exceptionnelle.

3° Aucune femme en état de procréer ne doit être soumise à une contamination interne exceptionnelle concertée.

Art. 17. — Dans le cas de contamination interne exceptionnelle non concertée :

1° Lorsque la quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée au cours d'une contamination interne exceptionnelle non concertée est inférieure au double de la quantité fixée au paragraphe 1° de l'article 16 ci-dessus, les expositions ultérieures seront limitées selon les modalités fixées au paragraphe 2° du même article.

2° Lorsque la quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée au cours d'une contamination interne exceptionnelle non concertée est supérieure au double de la quantité fixée au paragraphe 1° de l'article 16 ci-dessus, les mesures prévues à l'article 25, paragraphe 3°, ci-dessous, devront être appliquées.

## TITRE V

### Principes généraux de protection et de surveillance.

ART. 18. — Il appartient à l'exploitant de l'établissement d'assurer la protection contre les rayonnements des personnes travaillant à l'intérieur de l'établissement, ainsi que de celles qui sont amenées à y pénétrer à quelque titre que ce soit.

Il lui appartient également de prendre toutes mesures pour que les personnes du public se trouvant à l'extérieur de l'établissement ne reçoivent pas, du fait des activités de l'établissement en fonctionnement normal, des équivalents de dose supérieurs à ceux qui ont été fixés à l'article 9.

ART. 19. — Dans tout projet d'installation, les dispositifs prévus doivent être tels qu'en fonctionnement normal :

Les équivalents de dose qui pourraient être reçus par des personnes travaillant dans l'installation dès l'âge de dix-huit ans ne dépassent pas les équivalents de dose maximaux admissibles fixés à l'article 7 ;

Les équivalents de dose qui pourraient être reçus par les personnes du public ne dépassent pas les équivalents de dose maximaux admissibles fixés à l'article 9.

ART. 20. — Les ministres intéressés peuvent interdire l'emploi de sources, de dispositifs de protection, d'appareils de mesure non conformes à des règles qu'ils auront fixées.

ART. 21. — Une zone contrôlée doit être établie partout où les conditions d'exposition sont telles que les personnes sont susceptibles de recevoir des équivalents de dose supérieurs à ceux fixés à l'article 8.

ART. 22. — Une surveillance adéquate doit être exercée

dans les lieux de travail. Selon la nature des opérations effectuées, cette surveillance portera sur :

- Les champs de rayonnements ;
- La contamination atmosphérique ;
- La contamination des surfaces et du matériel.

ART. 23. — Aucune personne de moins de dix-huit ans révolus ne doit être directement affectée à des travaux sous rayonnements.

ART. 24. — Les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements doivent faire l'objet d'une surveillance individuelle de l'irradiation externe et de la contamination interne.

Cette surveillance, adaptée aux opérations effectuées, doit permettre l'évaluation des équivalents de dose reçus.

ART. 25. — Aucune personne ne doit être directement affectée à des travaux sous rayonnements sans une attestation médicale portant que cette personne ne présente pas d'inaptitude à de tels travaux.

Les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements doivent faire l'objet d'une surveillance médicale particulière comprenant :

1° Un examen médical approprié lors de l'admission au poste de travail ;

2° Des examens médicaux périodiques dont le rythme et la nature dépendent des conditions de travail et de l'état de santé.

3° Des examens médicaux exceptionnels dans le cas d'irradiation externe ou de contamination importantes : dans ce cas, le médecin statue sur l'exposition ultérieure. Les mesures prises par lui en cas d'irradiation externe ou de contamination interne exceptionnelles non concertées ne doivent, en aucun cas, être moins sévères que celles fixées pour les irradiations exceptionnelles concertées.

ART. 26. — Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, les résultats des mesures d'irradiation et de contamination, ainsi que les résultats des examens médicaux, doivent être conservés pendant la durée de la vie de l'intéressé, et en tout cas, pendant au moins trente ans après la fin de la période d'exposition aux rayonnements.

ART. 27. — Toutes les personnes appelées à travailler sous rayonnements doivent être informées des risques que comporte ce travail, des précautions à prendre, et de la nécessité de se conformer aux consignes de sécurité et aux prescriptions médicales.

ART. 28. — Les rejets devront faire l'objet d'une surveillance au point d'émission ; en outre, une surveillance du milieu adaptée à la nature des opérations sera effectuée.

Fait à Paris, le 20 juin 1966.

Par le Premier ministre : Georges POMPIDOU.

Le ministre délégué chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales,  
Alain PEYREFITTE.

Le ministre de l'Agriculture,  
Edgar FAURE.

Le ministre de l'Industrie,  
Raymond MARCELLIN.

Le ministre des Affaires sociales,  
Jean-Marcel JEANNENEY.

## ANNEXE I

## Définitions

1. **Activité (1)**: quotient du nombre de transformations nucléaires qui se produisent dans une quantité d'un nucléide radioactif pendant un certain temps, par ce temps. L'unité spéciale d'activité est le curie (Ci):  $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ s}^{-1}$ .

2. **Activité massique**: activité par unité de masse.

**Activité volumique**: activité par unité de volume.

3. **Concentration maximale admissible (C.M.A.) d'un radionucléide**: activité volumique de ce radionucléide dans l'air inhalé ou dans l'eau de boisson qui, pour une inhalation ou une ingestion exclusive et continue entraîne l'équivalent de dose maximal admissible au niveau de l'organe critique lorsque l'équilibre est atteint ou après cinquante ans dans le cas de radio-éléments à période effective longue.

4. **Contamination (radioactive)**: présence d'une substance radioactive dans un milieu ou au contact d'une matière où elle est indésirable. La contamination de l'organisme peut être soit une contamination externe ou cutanée, soit une contamination interne lorsque les substances radioactives ont pénétré dans l'organisme.

5. **Contamination interne exceptionnelle concertée**: opération préalablement étudiée et acceptée comme risque

et qui entraîne une contamination interne telle que la quantité de radionucléides inhalée ou ingérée dépasse celle qui résulterait de l'exposition continue pendant trois mois aux concentrations maximales admissibles pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements.

6. **Contamination interne exceptionnelle non concertée**: contamination interne fortuite telle que la quantité de radionucléides inhalée ou ingérée dépasse celle qui résulterait de l'exposition continue pendant trois mois aux concentrations maximales admissibles pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements.

7. **Débit d'équivalent de dose**: quotient de l'accroissement de l'équivalent de dose pendant un certain temps par ce temps. L'unité spéciale de débit d'équivalent de dose est le quotient du rem par toute unité de temps adéquate.

8. **Débit d'exposition (1)**: quotient de l'accroissement de l'exposition pendant un certain temps par ce temps. L'unité spéciale de débit d'exposition est le quotient du röntgen par n'importe quelle unité de temps adéquate.

9. **Débit de dose absorbée (1)**: quotient de l'accroissement de la dose absorbée pendant un certain temps par ce temps. L'unité spéciale de débit de dose absorbée est

(1) La grandeur définie doit être considérée comme une grandeur macroscopique.

le quotient du rad par n'importe quelle unité de temps adéquate.

10. **Débit de fluence (de particules) (ou flux surfacique ou densité de flux de particules) (1)**: quotient de la fluence de particules pendant un certain temps par ce temps.

11. **Débit de fluence énergétique (ou flux énergétique par unité de surface ou intensité) (1)**: quotient de la fluence énergétique pendant un certain temps par ce temps.

12. **Dose absorbée (1)**: quotient de l'énergie communiquée par les rayonnements ionisants à la matière, dans un élément de volume, par la masse de matière contenue dans cet élément de volume. L'unité spéciale de dose absorbée est le rad:

1 rad = 100 ergs par gramme =  $\frac{1}{100}$  de joule par kilogramme.

13. **Energie communiquée**: écart entre la somme des énergies de toutes les particules directement ou indirectement ionisantes ayant pénétré dans un volume donné de matière et la somme des énergies de toutes celles qui l'ont quitté, diminué de l'équivalent énergétique de toute augmentation de masse au repos résultant des réactions nucléaires ou des réactions entre particules élémentaires qui ont eu lieu dans ce volume.

14. **Equivalent de dose**: pour les besoins de la protection, on définit une grandeur appelée équivalent de dose. L'équivalent de dose est défini comme le produit de la dose absorbée par le facteur de qualité, le facteur de distribution de dose et d'autres facteurs adéquats. L'unité d'équivalent de dose est le rem. L'équivalent de dose est numériquement égal au produit de la dose absorbée en rads par les facteurs appropriés.

15. **Equivalent de dose génétique**: l'équivalent de dose génétique s'obtient en multipliant l'équivalent de dose annuel génétiquement significatif par l'âge moyen de procréation fixé ici à trente ans. L'équivalent de dose annuel génétiquement significatif pour une population est égal à la moyenne des équivalents de dose gonades individuels, chacun de ces équivalents de dose étant pondéré par un facteur tenant compte du nombre probable d'enfants qui seront engendrés après l'exposition.

16. **Exposition (1)**: l'exposition est le quotient de la somme des charges électriques de tous les ions de même signe produits dans l'air lorsque tous les électrons (négatifs et positifs) libérés par les photons dans un élément de volume d'air sont complètement arrêtés dans l'air par la masse de cet élément de volume d'air. L'unité spéciale d'exposition est le röntgen (R):

$$1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{18} \text{ coulombs par kilogramme}$$

17. **Fluence (de particules) (1)**: quotient du nombre de particules pénétrant dans une sphère par l'aire d'un grand cercle de cette sphère.

18. **Fluence énergétique (1)**: quotient de la somme des énergies, à l'exception des énergies au repos, de toutes les particules qui pénètrent dans une sphère par l'aire d'un grand cercle de cette sphère.

19. **Irradiation**: exposition de l'organisme ou d'une partie de l'organisme à des rayonnements ionisants. On distingue l'irradiation externe, pour laquelle la source de rayonnements est située à l'extérieur de l'organisme, et l'irradiation interne pour laquelle la source de rayonnements constituée par des substances radioactives est située à l'intérieur de l'organisme.

20. **Irradiation externe exceptionnelle concertée**: irradiation externe préalablement étudiée et acceptée comme risque, qui entraîne le dépassement des équivalents de dose maximaux admissibles fixés pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements dans les conditions normales de travail.

21. **Irradiation externe exceptionnelle non concertée**: irradiation externe fortuite entraînant le dépassement des équivalents de dose maximaux admissibles fixés pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements dans les conditions normales de travail.

22. **Irradiation globale**: irradiation de l'ensemble de l'organisme.

23. **Irradiation partielle**: irradiation d'une partie seulement de l'organisme.

24. **Irradiation totale**: somme de l'irradiation externe et de l'irradiation interne (peut viser la totalité ou une partie de l'organisme).

25. **Nucléide**: atome défini par son nombre de masse, son numéro atomique et son état énergétique nucléaire.

26. **Particules directement ionisantes**: particules chargées (électrons, protons, particules alpha, etc.) d'énergie cinétique suffisante pour ioniser par choc.

27. **Particules indirectement ionisantes**: particules non chargées (neutrons, photons, etc.) capables de libérer des particules directement ionisantes ou de provoquer des transformations nucléaires.

28. **Personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements**: personnes qui travaillent habituellement dans une zone contrôlée.

29. **Personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements**: personnes qui, exposées du fait de leurs activités professionnelles à des rayonnements ionisants, ne travaillent pas habituellement en zone contrôlée.

30. **Personnes du public**: individus qui ne sont ni des personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, ni des personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements.

31. **Population dans son ensemble**: elle comprend toute la population, c'est-à-dire les personnes directement et non directement affectées à des travaux sous rayonnements et les personnes du public.

32. **Radioactivité**: phénomène de désintégration spontanée dans un nucléide avec émission de rayonnements.

33. **Radio-élément**: dans le texte présent, le mot « radio-élément » est pris dans le sens de nucléide radioactif.

34. **Radio-élément naturel (2)**: radio-élément dont l'existence n'est pas due à l'intervention humaine.

35. **Radio-élément artificiel (2)**: radio-élément dont l'existence est due à l'intervention humaine.

36. **Radiotoxicité**: toxicité liée aux rayonnements ionisants émis par un radio-élément présent dans l'organisme.

37. **Substance radioactive**: toute substance constituée par un ou plusieurs radio-éléments naturels ou artificiels ou contenant de tels éléments.

38. **Rayonnements ionisants**: rayonnements comprenant des particules directement ou indirectement ionisantes ou un mélange des deux.

39. **Source (de rayonnement)**: tout appareil ou toute substance susceptible d'émettre des rayonnements ionisants.

40. **Source scellée**: source constituée par des substances radioactives solidement incorporées dans des matières solides inactives ou scellées dans une enveloppe inactive pré-

(1) La grandeur définie doit être considérée comme une grandeur macroscopique.

(2) Un même radio-élément peut, selon le cas, être d'origine naturelle ou artificielle.

sentant une résistance suffisante pour éviter, dans les conditions normales d'emploi, toute dispersion de substances radioactive.

41. **Source non scellée** : source dont la présentation et les conditions normales d'emploi ne permettent pas de prévenir toute dispersion de substance radioactive.

42. **Transfert linéique d'énergie** : quotient de l'énergie moyenne localement communiquée au milieu par une particule chargée, d'énergie donnée, par la distance parcourue.

43. **Zone contrôlée** : zone dont l'accès est réglementé pour des raisons de protection contre les rayonnements ionisants.

## ANNEXE II

1. En fonction de leur radiotoxicité relative, les principaux radioéléments sont groupés de la façon suivante :

## Groupe I. - Radiotoxicité très élevée :

227<sub>Ac</sub> 241<sub>Am</sub> 242m<sub>Am</sub> 243<sub>Am</sub> 249<sub>Cf</sub> 250<sub>Cf</sub> 251<sub>Cf</sub>  
 252<sub>Cf</sub> 254<sub>Cf</sub> 242<sub>Cm</sub> 243<sub>Cm</sub> 244<sub>Cm</sub> 245<sub>Cm</sub> 246<sub>Cm</sub>  
 248<sub>Cm</sub> 254<sub>Es</sub> 255<sub>Es</sub> 237<sub>Np</sub> 231<sub>Pa</sub> 210<sub>Pb</sub> 210<sub>Po</sub>  
 238<sub>Pu</sub> 239<sub>Pu</sub> 240<sub>Pu</sub> 241<sub>Pu</sub> 242<sub>Pu</sub> 223<sub>Ra</sub> 226<sub>Ra</sub>  
 228<sub>Ra</sub> 227<sub>Th</sub> 228<sub>Th</sub> 230<sub>Th</sub> 230<sub>U</sub> 232<sub>U</sub> 233<sub>U</sub> 234<sub>U</sub>

## Groupe II A. - Radiotoxicité élevée :

228<sub>Ac</sub> 110m<sub>Ag</sub> 242<sub>Am</sub> 211<sub>At</sub> 140<sub>Ba</sub> 207<sub>Bi</sub> 210<sub>Bi</sub>  
 249<sub>Bk</sub> 45<sub>Ca</sub> 115m<sub>Cd</sub> 144<sub>Ce</sub> 253<sub>Cf</sub> 36<sub>Cl</sub> 247<sub>Cm</sub> 60<sub>Co</sub>  
 134<sub>Cs</sub> 137<sub>Cs</sub> 253<sub>Es</sub> 254m<sub>Es</sub> 152<sub>Eu</sub> (13 ans)  
 154<sub>Eu</sub> 255<sub>Fm</sub> 256<sub>Fm</sub> 181<sub>Hf</sub> 126<sub>I</sub> 131<sub>I</sub> 133<sub>I</sub> 114m<sub>In</sub>  
 192<sub>Ir</sub> 54<sub>Mn</sub> 22<sub>Na</sub> 230<sub>Pa</sub> 212<sub>Pb</sub> 244<sub>Pu</sub> 224<sub>Pa</sub> 106<sub>Ru</sub>  
 124<sub>Sb</sub> 125<sub>Sc</sub> 46<sub>Sc</sub> 89<sub>Sr</sub> 90<sub>Sr</sub> 182<sub>Ta</sub> 160<sub>Tb</sub> 127m<sub>Te</sub>  
 129m<sub>Te</sub> 234<sub>Th</sub> 204<sub>Tl</sub> 170<sub>Tm</sub> 236<sub>U</sub> 91<sub>Y</sub> 95<sub>Zr</sub>

## Groupe II B. - Radiotoxicité modérée :

41<sub>A</sub> 105<sub>Ag</sub> 111<sub>Ag</sub> 244<sub>Am</sub> 73<sub>As</sub> 74<sub>As</sub> 76<sub>As</sub> 77<sub>As</sub>  
 196<sub>Au</sub> 198<sub>Au</sub> 199<sub>Au</sub> 131<sub>Ba</sub> 7<sub>Be</sub> 206<sub>Bi</sub> 212<sub>Bi</sub> 250<sub>Bk</sub>  
 82<sub>Br</sub> 14<sub>C</sub> 47<sub>Ca</sub> 103<sub>Co</sub> 115<sub>Cd</sub> 141<sub>Ce</sub> 143<sub>Ce</sub> 38<sub>Cl</sub>  
 57<sub>Co</sub> 58<sub>Co</sub> 51<sub>Cr</sub> 137<sub>Cs</sub> 136<sub>Cs</sub> 64<sub>Cu</sub> 165<sub>Dy</sub> 166<sub>Dy</sub>  
 169<sub>Er</sub> 171<sub>Er</sub> 152<sub>Gd</sub> 157<sub>Gd</sub> 155<sub>Eu</sub> 18<sub>F</sub> 55<sub>Fe</sub> 59<sub>Fe</sub>  
 254<sub>Fm</sub> 72<sub>Ga</sub> 153<sub>Gd</sub> 159<sub>Gd</sub> 197<sub>Hg</sub> 197m<sub>Hg</sub> 203<sub>Hg</sub>  
 166<sub>Ho</sub> 132<sub>I</sub> 134<sub>I</sub> 135<sub>I</sub> 115m<sub>In</sub> 190<sub>Ir</sub> 194<sub>Ir</sub> 42<sub>K</sub> 85m<sub>Kr</sub>  
 87<sub>Kr</sub> 140<sub>La</sub> 177<sub>Lu</sub> 52<sub>Mn</sub> 56<sub>Mn</sub> 99<sub>Mo</sub> 24<sub>Na</sub> 93m<sub>Nb</sub>  
 95<sub>Nb</sub> 147<sub>Nd</sub> 149<sub>Nd</sub> 63<sub>Ni</sub> 65<sub>Ni</sub> 239<sub>Np</sub> 240<sub>Np</sub> + 240<sub>U</sub>

185<sub>Os</sub> 191<sub>Os</sub> 193<sub>Os</sub> 32<sub>P</sub> 233<sub>Pa</sub> 203<sub>Pb</sub> 103<sub>Pd</sub> 109<sub>Pd</sub>  
 147<sub>Pm</sub> 149<sub>Pm</sub> 142<sub>Pr</sub> 143<sub>Pr</sub> 143<sub>Pr</sub> 191<sub>Pt</sub> 193<sub>Pt</sub> 197<sub>Pt</sub>  
 243<sub>Pu</sub> 86<sub>Rb</sub> 183<sub>Re</sub> 186<sub>Re</sub> 188<sub>Re</sub> 105<sub>Rh</sub> 220<sub>Rn</sub>  
 222<sub>Rn</sub> 97<sub>Ru</sub> 103<sub>Ru</sub> 105<sub>Ru</sub> 35<sub>S</sub> 122<sub>Sb</sub> 47<sub>Sc</sub> 48<sub>Sc</sub>  
 75<sub>Se</sub> 31<sub>Si</sub> 151<sub>Sm</sub> 153<sub>Sm</sub> 113<sub>Sn</sub> 125<sub>Sn</sub> 85<sub>Sr</sub> 91<sub>Sr</sub>  
 92<sub>Sr</sub> 96<sub>Tc</sub> 97<sub>Tc</sub> 97m<sub>Tc</sub> 99<sub>Tc</sub> 125m<sub>Te</sub> 127<sub>Te</sub> 129<sub>Te</sub>  
 131m<sub>Te</sub> 132<sub>Te</sub> 231<sub>Th</sub> 200<sub>Tl</sub> 201<sub>Tl</sub> 202<sub>Tl</sub> 171m<sub>Tm</sub>  
 250<sub>U</sub> + 20<sub>Np</sub> 48<sub>V</sub> 181<sub>W</sub> 185<sub>W</sub> 187<sub>W</sub> 135<sub>Xe</sub> 90<sub>Ye</sub>  
 92<sub>Y</sub> 93<sub>Y</sub> 175<sub>Yb</sub> 65<sub>Zn</sub> 69m<sub>Zn</sub> 97<sub>Zr</sub>

## Groupe III. - Radiotoxicité faible :

37<sub>A</sub> 249<sub>Cm</sub> 58m<sub>Co</sub> 134m<sub>Cs</sub> 135<sub>Cs</sub> 71<sub>Ge</sub> 3<sub>H</sub> 129<sub>I</sub>  
 113m<sub>In</sub> 115<sub>In</sub> 85<sub>Kr</sub> 97<sub>Nb</sub> 144<sub>Nd</sub> 59<sub>Ni</sub> 191m<sub>Os</sub>  
 193m<sub>Pt</sub> 197m<sub>Pt</sub> 87<sub>Rb</sub> 187<sub>Re</sub> 103m<sub>Rh</sub> 147<sub>Sm</sub> 85m<sub>Sr</sub>  
 96m<sub>Tc</sub> 99m<sub>Tc</sub> Nat.<sub>Th</sub> 232<sub>Th</sub> Nat.<sub>U</sub> 235<sub>U</sub> 238<sub>U</sub>  
 131m<sub>Xe</sub> 133<sub>Xe</sub> 91m<sub>Y</sub> 69<sub>Zn</sub> 93<sub>Zr</sub>

2. Les radio-éléments qui ne figurent pas dans les groupes de radiotoxicité du paragraphe ci-dessus et pour lesquels il y a doute ou ignorance quant à leur radiotoxicité doivent être considérés comme appartenant au groupe de radiotoxicité la plus élevée.

3. Ce que, selon l'usage, on appelle un curie d'uranium naturel correspond à :

$3.7 \times 10^{10}$  désintégrations par seconde de  $^{238}\text{U}$   
 plus  $3.7 \times 10^{10}$  désintégrations par seconde de  $^{234}\text{U}$   
 plus  $1.7 \times 10^9$  désintégrations par seconde de  $^{235}\text{U}$ .

Ce que, selon l'usage, on appelle un curie de thorium naturel correspond à :

$3.7 \times 10^{10}$  désintégrations par seconde de  $^{232}\text{Th}$   
 plus  $3.7 \times 10^{10}$  désintégrations par seconde de  $^{228}\text{Th}$

## ANNEXE III

## Equivalents de dose maximaux admissibles

## Irradiation totale.

I. — Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements :

A. — Les équivalents de dose maximaux admissibles dans les conditions normales de travail sont les suivants :

1° Organisme entier, organes hématopoïétiques et gonades :

a) L'équivalent de dose cumulé à un âge donné N, exprimé en années, ne doit pas dépasser la valeur D, exprimée en rems, calculée par la formule de base :

$$D = 5(N - 18).$$

- b) L'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 3 rems. Cet équivalent de dose peut être reçu en une seule fois, mais ceci doit être évité dans toute la mesure du possible.
- c) Lorsque, pour une période donnée de la vie professionnelle d'une personne, l'équivalent de dose cumulé n'est pas connu de façon certaine, on admettra qu'il est égal à l'équivalent de dose maximal admissible, fixé au littéra a ci-dessus, pour cette période.
- d) Les personnes qui ont été exposées à une époque où les équivalents de dose maximaux admissibles étaient supérieurs à ceux fixés au littéra a ci-dessus et qui ont cumulé un équivalent de dose supérieur à celui permis par la formule de base, ne seront pas soumises à une exposition supérieure à 5 rems par an, jusqu'au moment où l'équivalent de dose cumulé devient inférieur à celui qui est permis par la formule.

2° Peau et tissus osseux (sauf mains, avant-bras, pieds, chevilles) :

- l'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 8 rems ;
- l'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 30 rems.

3° Autres organes et tissus internes :

- l'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 4 rems ;
- l'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 15 rems.

4° Mains, avant-bras, pieds, chevilles :

- l'équivalent de dose reçu au cours d'une période de trois mois consécutifs ne doit pas dépasser 15 rems ;
- l'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 60 rems.

5° Dispositions particulières au personnel féminin :

- a) Pour les femmes en état de procréer, l'équivalent de dose délivré en trois mois consécutifs au niveau de l'abdomen par des rayonnements pénétrants, ne doit pas dépasser 1,3 rem.
- b) L'exposition des femmes dont la grossesse est reconnue devra respecter, lorsqu'elle entraîne une irradiation de l'abdomen par des rayonnements pénétrants, les règles fixées au II (1°) de la présente annexe pour les personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements.

B — Les équivalents de dose maximaux admissibles en cas d'irradiation externe ou de contamination interne exceptionnelles concertées sont définis aux VI et IX de la présente annexe.

II. — Les équivalents de dose maximaux admissibles pour les personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements sont fixés comme suit :

1° Organisme entier, organes hématopoiétiques et gonades : l'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 5 rem.

2° Autres organes et tissus : les équivalents de dose reçus au cours d'une année ne doivent pas dépasser le dixième des valeurs correspondantes fixées, pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, au I. A. 2°, 3° et 4° de la présente annexe.

III. — Les équivalents de dose maximaux admissibles pour les personnes du public sont fixés comme suit :

1° Organisme entier, organes hématopoiétiques et gonades : l'équivalent de dose reçu au cours d'une année ne doit pas dépasser 0,5 rem.

2° Autres organes et tissus : les équivalents de dose reçus au cours d'une année ne doivent pas dépasser le dixième des valeurs correspondantes fixées, pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements au I. A. 2°, 3° et 4° de la présente annexe.

IV. — Les équivalents de dose maximaux admissibles ci-dessus s'appliquent à l'irradiation totale résultant de l'irradiation externe et de l'irradiation interne.

Irradiation externe.

V. — Dans les cas d'irradiation externe, les équivalents de dose délivrés au niveau des différents organes ou tissus sont évalués à partir des résultats de mesures faites à l'extérieur de l'organisme, avec des appareils et selon des méthodes qui doivent être adaptés aux différentes natures et aux différentes énergies des rayonnements.

VI. — Dans le cas d'irradiation externe exceptionnelle concertée, les équivalents de dose maximaux admissibles sont fixés comme suit :

1° Irradiation globale :

- a) L'équivalent de dose, délivré en une ou plusieurs fois, au cours d'une opération donnant lieu à une irradiation externe exceptionnelle concertée globale, ne peut dépasser 12 rems.
- b) Si l'équivalent de dose cumulé est alors inférieur à l'équivalent de dose maximal admissible calculé d'après la formule de base du I. A. de la présente annexe, l'équivalent de dose trimestriel étant supérieur à 3 rems, les expositions ultérieures ne devront pas entraîner d'équivalents de dose supérieurs à 1,5 rem par trimestre, jusqu'à ce que l'équivalent de dose trimestriel moyen depuis l'exposition concertée redevienne inférieur à 3 rems.
- c) Si l'équivalent de dose cumulé est supérieur à l'équivalent de dose maximal admissible calculé d'après la formule du I. A. de la présente annexe, les expositions ultérieures ne devront pas entraîner d'équivalents de dose supérieurs à 2,5 rems par an, jusqu'à ce que l'équivalent de dose cumulé soit à nouveau conforme à la formule de base.
- d) Aucune femme en état de procréer ne peut être soumise à une telle irradiation.

2° Irradiation partielle :

- a) L'équivalent de dose, délivré en une ou plusieurs fois au cours d'une opération donnant lieu à une irradiation externe exceptionnelle concertée partielle, ne peut dépasser : pour les mains, avant-bras, pieds, chevilles : 60 rems ; pour la peau (sauf les mains, avant-bras, pieds, chevilles) : 30 rems ; pour les cristallins : 15 rems.
- b) Les expositions ultérieures ne devront pas entraîner d'équivalents de dose supérieurs à la moitié des équivalents de dose maximaux admissibles correspondants fixés au I. A. de la présente annexe, jusqu'à ce que l'équivalent de dose trimestriel moyen depuis l'exposition concertée redevienne inférieur à l'équivalent de dose maximal admissible trimestriel.

VII. — Dans le cas d'irradiation externe exceptionnelle non concertée, les mesures à prendre sont fixées comme suit :

1° Irradiation globale :

- a) Lorsque l'équivalent de dose délivré au cours d'une irradiation externe exceptionnelle non concertée ne dépasse pas 25 rems, les expositions ultérieures seront limitées selon les modalités fixées au VI. 1°, littera b et c, de la présente annexe, pour l'irradiation exceptionnelle concertée.
- b) Lorsque l'équivalent de dose délivré dépasse 25 rems, le médecin désigné aux articles 29 et 63 du présent décret statue sur l'exposition ultérieure. Les mesures prises par lui en cas d'irradiation externe ou de contamination interne exceptionnelles non concertées ne doivent en aucun cas être moins sévères que celles fixées pour les irradiations exceptionnelles concertées.

2° Irradiation partielle :

- a) Lorsque l'équivalent de dose délivré au cours d'une irradiation externe exceptionnelle non concertée partielle ne dépasse pas le double des valeurs fixées au VI. 2°, littera a, de la présente annexe, les expositions ultérieures seront limitées selon les modalités fixées au VI. 2°, littera b, pour l'irradiation externe exceptionnelle concertée.
- b) Lorsque l'équivalent de dose délivré dépasse les valeurs fixées ci-dessus, le médecin désigné aux articles 29 et 63 du présent décret statue sur l'exposition ultérieure. Les mesures prises par lui en cas d'irradiation externe ou de contamination interne exceptionnelles non concertées ne doivent en aucun cas être moins sévères que celles fixées pour les irradiations exceptionnelles concertées.

**Contamination interne.**

VIII. — Dans les cas de contaminations internes soit par inhalation, soit par ingestion, les équivalents de dose maximaux admissibles trimestriels et annuels définis aux I, II et III de la présente annexe pour toutes les catégories de personnes exposées seront considérés comme respectés si la concentration dans l'air ou dans l'eau d'un radio-élément ou d'un mélange de radio-éléments ne dépasse pas en moyenne au cours de la période correspondante les valeurs indiquées à l'annexe V.

Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, l'inhalation ou l'ingestion en une fois de la quantité de radio-éléments qui serait inhalée ou ingérée lors d'une exposition continue durant trois mois consécutifs à la concentration maximale admissible est permise, mais doit être évitée dans toute la mesure du possible. Cependant, pour les composés solubles de l'uranium, en raison de la toxicité chimique, la quantité inhalée en un jour ne doit pas dépasser 2,5 mg d'uranium et la quantité ingérée en deux jours ne doit pas dépasser 150 mg d'uranium.

IX. — Dans le cas de contamination interne exceptionnelle concertée :

1° La quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée en une ou plusieurs fois au cours d'une opération donnant lieu à une contamination interne exceptionnelle concertée, ne peut dépasser la quantité qui serait inhalée ou ingérée lors d'une exposition continue pendant une année, aux concentrations maximales admissibles indiquées à l'annexe V pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements.

2° Pour les expositions ultérieures, les limites à appliquer seront au plus égales à la moitié des concentrations maximales admissibles indiquées à l'annexe V pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements, pendant le temps qui serait nécessaire pour inha-

ler ou ingérer, en exposition continue, la quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée au cours de l'opération ayant donné lieu à la contamination exceptionnelle.

3° Aucune femme en état de procréer ne doit être soumise à une contamination interne exceptionnelle concertée.

X. — Dans le cas de contamination interne exceptionnelle non concertée :

1° Lorsque la quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée au cours d'une contamination interne exceptionnelle non concertée est inférieure au double de la quantité fixée au IX. 1°, de la présente annexe, les expositions ultérieures seront limitées selon les modalités fixées au IX. 2°.

2° Lorsque la quantité de radio-éléments inhalée ou ingérée au cours d'une contamination interne exceptionnelle non concertée est supérieure au double de la quantité fixée au IX. 1°, de la présente annexe, le médecin désigné aux articles 29 et 63 du présent décret statue sur l'exposition ultérieure. Les mesures prises par lui en cas d'irradiation externe ou de contamination interne exceptionnelle non concertée ne doivent en aucun cas être moins sévères que celles fixées pour les irradiations exceptionnelles concertées.

**ANNEXE IV**

**Facteurs de qualité et fluences de neutrons maximales admissibles**

1. Valeur du facteur de qualité intervenant dans le calcul de l'équivalent de dose :

**Tableau I**

Transfert linéique d'énergie (en keV par micron dans l'eau)	Facteurs de qualité
3,5	1
De 3,5 à 7	1 à 2
De 7 à 23	2 à 5
De 23 à 53	5 à 10
De 53 à 175	10 à 20

En pratique, dans les cas d'irradiation externe, pour les rayonnements X,  $\gamma$  et les électrons, on prend un facteur de qualité égal à l'unité, et pour les neutrons un facteur de qualité variable suivant leur énergie dont on a tenu compte pour établir le tableau II.

2. Les débits de fluence de neutrons correspondant aux équivalents de dose maximaux admissibles peuvent être déduits du tableau suivant qui indique, pour différentes valeurs de l'énergie des neutrons, le débit de fluence de neutrons délivrant 2,5 millirems par heure :

**Tableau II**

Énergie des neutrons	Débit de fluence n/cm <sup>2</sup> /s
Thermiques	670
5 keV	570
20 keV	280
100 keV	80
500 keV	30
1 MeV	18
5 MeV	18
10 MeV	17

3. Dans le cas d'une irradiation des cristallins par des rayonnements de transfert linéique d'énergie (T.L.E.) élevé (par exemple de particules chargées libérées par des neutrons dont l'énergie est d'environ 1 MeV), il convient pour calculer l'équivalent de dose délivré à cet organe, de donner au facteur de qualité la valeur 30.

ANNEXE V

Concentrations maximales admissibles

A. — Concentration maximale admissible d'un radio-élément identifié dans l'eau de boisson ou dans l'air inhalé.

1. Les tableaux I, II et III qui figurent ci-après donnent les valeurs des concentrations maximales admissibles dans l'hypothèse d'une personne directement affectée à des travaux sous rayonnements et qui serait exposée de façon continue à raison de 168 heures par semaine.

2° Pour les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements ayant une activité professionnelle de quarante à quarante-huit heures par semaine, les valeurs données dans les tableaux I, II et III doivent être multipliées par 3. Toutefois, les valeurs relatives aux radio-isotopes de l'argon, du krypton et du xénon doivent être multipliées par un facteur 4,4.

3. Le tableau I contient des valeurs distinctes selon le caractère soluble ou insoluble de la forme chimique sous laquelle se présente le radio-élément. Ce caractère doit être apprécié en fonction de critères biologiques. En cas de doute, on doit adopter la valeur la plus sévère.

B. — Concentration maximale admissible d'un mélange de radio-éléments :

1. Mélanges dont la composition quantitative est connue :

L'activité volumique de chacun des éléments doit être telle que la somme des rapports :

$$\frac{\text{Activité volumique}}{\text{C.M.A.}}$$

$$\text{Concentration maximale admissible}$$

pour chaque élément soit au plus égale à 1, soit :

$$\sum \frac{C_i}{(C.M.A.)_i} \leq 1$$

où C et C.M.A. représentent respectivement l'activité volumique et la concentration maximale admissible de chaque élément.

2. Mélanges dont seule la composition qualitative est connue :

La somme des activités volumiques des constituants du mélange ne doit pas dépasser la valeur de la plus faible des concentrations maximales admissibles des divers radio-éléments présents dans le mélange.

Toutefois si les activités volumiques propres de certains éléments sont connues on pourra appliquer la formule indiquée au paragraphe B 1, ci-dessus en adoptant comme C.M.A. pour l'ensemble des éléments dont les activités volumiques propres sont inconnues, la plus faible des concentrations maximales admissibles de ces éléments.

3. Mélanges dont la composition qualitative n'est pas connue, mais pour lesquels on peut exclure avec certitude la présence de certains radio-éléments :

La somme des activités volumiques des constituants du mélange ne devra pas dépasser les valeurs indiquées dans les tableaux II et III ci-après.

TABLEAU II.

Concentration maximale admissible dans l'eau de boisson d'un mélange de radio-éléments non identifiés, dans l'hypothèse d'une personne directement affectée à des travaux sous rayonnements et qui serait exposée de façon continue, à raison de 168 heures par semaine.

CARACTÈRES DU MÉLANGE	C.M.A. en Ci/m <sup>3</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta, gamma.....	1.10 <sup>-7</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta, gamma. si le <sup>226</sup> Ra et le <sup>228</sup> Ra peuvent être exclus (*).....	1.10 <sup>-4</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta, gamma. si les <sup>90</sup> Sr, <sup>129</sup> I, <sup>210</sup> Pb, <sup>226</sup> Ra, <sup>228</sup> Ra, <sup>238</sup> U, <sup>248</sup> Cm et <sup>254</sup> Cf être exclus (*).....	7.10 <sup>-4</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta, gamma. si les <sup>90</sup> Sr, <sup>126</sup> I, <sup>129</sup> I, <sup>131</sup> I, <sup>210</sup> Pb, <sup>210</sup> Po, <sup>211</sup> At, <sup>223</sup> Ra, <sup>226</sup> Ra, <sup>228</sup> Ra, <sup>231</sup> Pa, Th-nat, <sup>232</sup> U, <sup>238</sup> U, U-nat., <sup>248</sup> Cm, <sup>254</sup> Cf et <sup>256</sup> Fm peuvent être exclus (*).....	2.10 <sup>-4</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta, gamma. si les <sup>90</sup> Sr, <sup>126</sup> I, <sup>129</sup> I, <sup>131</sup> I, <sup>210</sup> Pb, <sup>210</sup> Po, <sup>211</sup> At, <sup>223</sup> Ra, <sup>224</sup> Ra, <sup>226</sup> Ra, <sup>227</sup> Ac, <sup>228</sup> Ra, <sup>230</sup> Th, <sup>230</sup> U, <sup>231</sup> Pa, <sup>232</sup> Th, Th-nat, <sup>232</sup> U, <sup>238</sup> U, U-nat., <sup>248</sup> Cm, <sup>254</sup> Cf et <sup>256</sup> Fm peuvent être exclus (*).....	3.10 <sup>-4</sup>

(\*) Peuvent être exclus implique que l'activité volumique de ces nucléides radioactifs dans l'eau représente une fraction négligeable de la concentration maximale admissible indiquée au tableau I de la présente annexe.

TABLEAU III

Concentration maximale admissible dans l'air inhalé d'un mélange de radio-éléments non identifiés, dans l'hypothèse d'une personne directement affectée à des travaux sous rayonnements et qui serait exposée de façon continue, à raison de 168 heures par semaine.

CARACTÈRES DU MÉLANGE	C.M.A. en Ci/m <sup>3</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta gamma	2.10 <sup>-13</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta gamma si les <sup>231</sup> Pa, <sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu, <sup>242</sup> Pu, <sup>244</sup> Pu <sup>248</sup> Cm, <sup>249</sup> Cf et <sup>251</sup> Cf peuvent être exclus (*)	7.10 <sup>-13</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs alpha, bêta gamma si les <sup>227</sup> Ac, <sup>230</sup> Th, <sup>231</sup> Pa, <sup>238</sup> Pu, <sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu, <sup>242</sup> Pu, <sup>244</sup> Pu, <sup>248</sup> Cm, <sup>249</sup> Cf et <sup>251</sup> Cf peuvent être exclus (*)	1.10 <sup>-13</sup>

CARACTÈRES DU MÉLANGE	C.M.A. en Ci/m <sup>3</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs bêta, gamma si les émetteurs alpha peuvent être exclus et si les <sup>227</sup> Ac, <sup>242m</sup> Am et <sup>254</sup> Cf peuvent être exclus (*)	1.10 <sup>-11</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs bêta, gamma si les émetteurs alpha peuvent être exclus et si les <sup>210</sup> Pb, <sup>227</sup> Ac, <sup>228</sup> Ra, <sup>241</sup> Pu, <sup>242m</sup> Am et <sup>254</sup> Cf peuvent être exclus (*)	1.10 <sup>-11</sup>
Mélange quelconque d'émetteurs bêta, gamma si les émetteurs alpha peuvent être exclus et si les <sup>90</sup> Sr, <sup>129</sup> I, <sup>210</sup> Pb, <sup>227</sup> Ac, <sup>228</sup> Ra, <sup>230</sup> Pa, <sup>241</sup> Pu, <sup>242m</sup> Am, <sup>249</sup> Bk, <sup>253</sup> Cf, <sup>254</sup> Cf, <sup>255</sup> Es et <sup>256</sup> Fm peuvent être exclus (*)	1.10 <sup>-9</sup>

(\*) "Peuvent être exclus" implique que l'activité volumique de ces nucléides radioactifs dans l'air représente une fraction négligeable de la concentration maximale admissible indiquée au tableau I de la présente annexe.

## ANNEXE 2 :

## LA VITRIFICATION DES DECHETS THA

I - LES DECHETS DE TRES HAUTE ACTIVITE ISSUS DU RETRAITEMENT

Il s'agit des produits de fission et transuraniens autres que le plutonium en provenance du premier cycle d'extraction.

Au moment retenu pour les opérations de retraitement dans le cas des futures usines UP2 800 et UP3 A, soit 3 ans après sortie du réacteur, l'activité de ces produits de fission et transuraniens correspondant à 1 tonne d'uranium initial atteint environ 800 000 curies et une masse voisine de 35 kilos.

Dans un premier temps, les éléments correspondants sont stockés sous forme liquide dans les cuves de stockage de produits de fission, présentant un degré très élevé de sûreté et fiabilité. Mais quelle que soit la qualité de ces cuves, leur utilisation ne peut qu'être brève, face à la durée de vie des éléments radio-actifs concernés : cette utilisation est limitée à quelques dizaines d'années.

Il importe ensuite de confiner cette activité sous une forme qui permette l'élimination de ces produits : le verre, aujourd'hui, répond le mieux à cette exigence.

II - LES CARACTERISTIQUES DU VERRE

II-1 Le verre est une matière minérale amorphe qui se présente sous forme d'un matériau homogène et sans porosité, n'ayant aucun caractère très marqué. Sa structure est constituée par un enchevêtrement de tétraèdres de SiO<sub>4</sub>, formant dans le désordre un réseau tridimensionnel.

Une telle structure facilite la dissolution à chaud de la quasi totalité des oxydes : produits de fission et actinides y sont, en particulier, facilement incorporables.

II-2 Quelle que soit la solution qui sera ultérieurement adoptée par l'élimination définitive de ces déchets de très haute activité, choisir de les vitrifier présente les avantages suivants face aux exigences à long terme :

- souplesse d'emploi liée à la possibilité d'adapter la composition chimique du verre à la dissolution de quelques 25 à 30 oxydes différents ;

.../...

- réduction de volume, critère visé dans toute politique de gestion des déchets radio-actifs : dans le cas du verre, le facteur de réduction de volume entre solution de produits de fission et bloc vitrifié est de l'ordre de 5 ;
- bonne stabilité chimique, se traduisant en particulier par des taux de lixiviation faibles qu'il s'agisse des produits de fission ou des actinides ( $10^{-5}$  à  $10^{-7}$  g.cm<sup>2</sup> j<sup>-1</sup>) ;
- résistance aux rayonnements, telle que ses caractéristiques physico-chimiques ne sont pas altérées sous l'influence des émetteurs  $\alpha$  ou  $\beta$  emprisonnés en sa masse ;
- stabilité thermique ne remettant pas en cause l'amorphisme du verre ; cette stabilité est assurée tant que la température à coeur n'excède pas 450° C.

II-3 Dans le court et moyen terme enfin, l'exploitation des entreposages de produits de fission sous forme de blocs de verre est très simplifiée comparée à celle des actuelles cuves de solutions liquides.

Les installations sont plus rustiques. Leur volume est réduit ; les systèmes d'agitation disparaissent ; l'exigence du refroidissement est plus aisément maîtrisée et la surveillance enfin est très nettement facilitée. La sûreté ne peut donc qu'en être accrue.

### III - LES TRAVAUX CONDUITS EN FRANCE

III-1 Ils ont démarré à la fin des années cinquante au stade du laboratoire, pour aboutir aujourd'hui à des installations industrielles du type de celles qui vont voir le jour en particulier à LA HAGUE.

Les principales étapes en sont rappelées ci-dessous et font l'objet des paragraphes suivants :

- 1966 : début de la construction des installations PIVER et VULCAIN à MARCOULE
- 1969 - 1973 : exploitation du pilote PIVER
- 1970 - 1975 : réalisation et exploitation du prototype AVM (non actif)
- 1973 : démarrage de la construction de l'AVM (Atelier de Vitrification de MARCOULE)
- juin 1978 : mise en service actif de l'AVM
- octobre 1981 : gel du projet R7, atelier de vitrification de la future usine UP2 800 de LA HAGUE

.../...

III-2 En outre, la compétence et l'expérience acquises au sein des équipes du Groupe CEA dans le domaine de la vitrification des produits de fission conduisent aujourd'hui un certain nombre de pays étrangers (RFA, Belgique, Royaume-Uni, E.U.) à confier à la France la mission d'étudier ou d'adapter ce procédé à leurs besoins propres.

#### IV - PILOTE PIVER

IV-1 Il a été construit dans une extension de l'atelier pilote de traitement des combustibles irradiés à MARCOULE.

Mis en actif en mai 1969, il a permis la vitrification de 24 m<sup>3</sup> de solutions de PF correspondant à environ 700 tonnes de combustibles UNGG du type SICRAL. L'installation a été stoppée en 1973.

164 conteneurs de diamètre 350 mm, de hauteur 450 mm et de poids égal à approximativement 100 kg ont ainsi été produits. Ces conteneurs sont fermés à leur partie supérieure par un couvercle posé non soudé. Aucune opération de décontamination n'était effectuée sur le conteneur avant sa mise en entreposage.

Celui-ci est situé dans un bâtiment spécial proche de l'atelier pilote de traitement des combustibles irradiés. Il comporte 32 puits verticaux de 10 mètres de profondeur. Ces puits sont refroidis soit par un dispositif de ventilation forcée, soit par tirage naturel. Depuis 1979, soit 5 ans environ après la mise en stockage du dernier des conteneurs mentionnés ci-dessus, le refroidissement est opéré par tirage naturel. Un contrôle de contamination de l'air refoulé est effectué en permanence. Il n'a jamais décelé jusqu'à présent de contamination.

L'acheminement des conteneurs de verre, de la cellule PIVER au bâtiment d'entreposage quelques dizaines de mètres plus loin, est assuré par un engin automoteur type "MAMMOUTH".

Pour ce déplacement, le conteneur de verre est placé à l'intérieur d'un château de transport de 27 tonnes.

La reprise de ces conteneurs, en vue de leur acheminement vers un stockage intermédiaire ou un dépôt définitif est possible.

IV-2 L'installation PIVER a été ré-activée au début de 1979, plus de 5 ans après son arrêt. Ce nouveau démarrage s'est effectué en quelques jours et n'a présenté aucune difficulté particulière.

.../...

#### IV-3 Le procédé PIVER

C'est une méthode de vitrification discontinue : la calcination de la solution PF et la formation du verre se font successivement à l'intérieur de la même enceinte, un pot cylindrique.

Ce dernier est en inconel 600 - son diamètre est 250 mm, sa hauteur 2 500 mm. Il est chauffé par un four à induction alimenté en 10 000 hertz. L'alimentation électrique est assurée indépendamment pour les différents inducteurs, empilés les uns sur les autres.

Le pot est alimenté à partir d'une cuve contenant la solution de PF et d'un confluent qui mélange PF et adjuvants.

L'injection à l'intérieur du pot se fait à raison de 20 l.h<sup>-1</sup>.

Alimentation et évaporation ont lieu simultanément à une température de 500° C environ.

Lorsque le pot est rempli à 80 %, l'injection est arrêtée. La température est élevée à environ 1 200° C de façon très progressive pour assurer la calcination d'abord, la formation du verre ensuite.

La coulée du verre est assurée par la fusion d'un bouchon de verre situé au bas du pot. Le verre s'écoule dans son conteneur métallique.

Les gaz produits lors de la calcination sont dirigés vers un piège à granulés. Ils sont alors lavés par une solution sodique.

Les incondensables transitent par un troisième piège, une dernière colonne d'arrosage et le filtre absolu avant rejet dans les gaines de ventilation du hall.

Les condensats chargés en ruthénium actif, sont concentrés puis recyclés en tête du pot de fusion.

#### V - LA CHAÎNE VULCAIN

Indépendante de PIVER, elle permet d'opérer en actif :

- soit des tests de composants des installations de vitrification, par exemple celles de traitement des gaz de calcination ;
- soit des essais de lixiviation d'échantillons de PF vitrifiés.

Cette chaîne fonctionne à MARCOULE depuis 1966.

.../...

VI - ATELIER AVMVI-1 Avant-projet et pilote

L'avant-projet de l'AVM a démarré au début de 1973, au terme des opérations conduites dans PIVER et parallèlement à celles conduites dans une installation prototype entrée en service à la mi 1972.

Dans cette dernière, en particulier, plus de 60 essais représentant 7 400 heures de fonctionnement ont été accomplis en 3 ans. Ces essais se sont traduits par la production de 44 tonnes de verre, correspondant à différents types de combustible, dont les combustibles LWR.

Dans AVM, la première vitrification inactive était réalisée en janvier 1977. Cet atelier entreprenait sa première campagne active le 27 juin 1978. Entre-temps une série d'opérations visant à démontrer la possibilité de télé-démontage, d'échange des sous-ensembles ou à simuler le maximum d'incidents avaient été conduites.

Globalement, au terme de la troisième année de fonctionnement opérationnel actif, le bilan général est jugé très favorable.

VI-2 Description de l'AVMVI-2-1 Schéma de principe (cf. figure 1)

- a) Les solutions de PF auxquelles sont additionnés les adjuvants de calcination et le recyclage venant du dépoussiéreur sont introduites dans le calcinateur au débit de  $30 \text{ l.h}^{-1}$ , réglé par un ensemble doseur.

Cette alimentation s'effectue en continu.

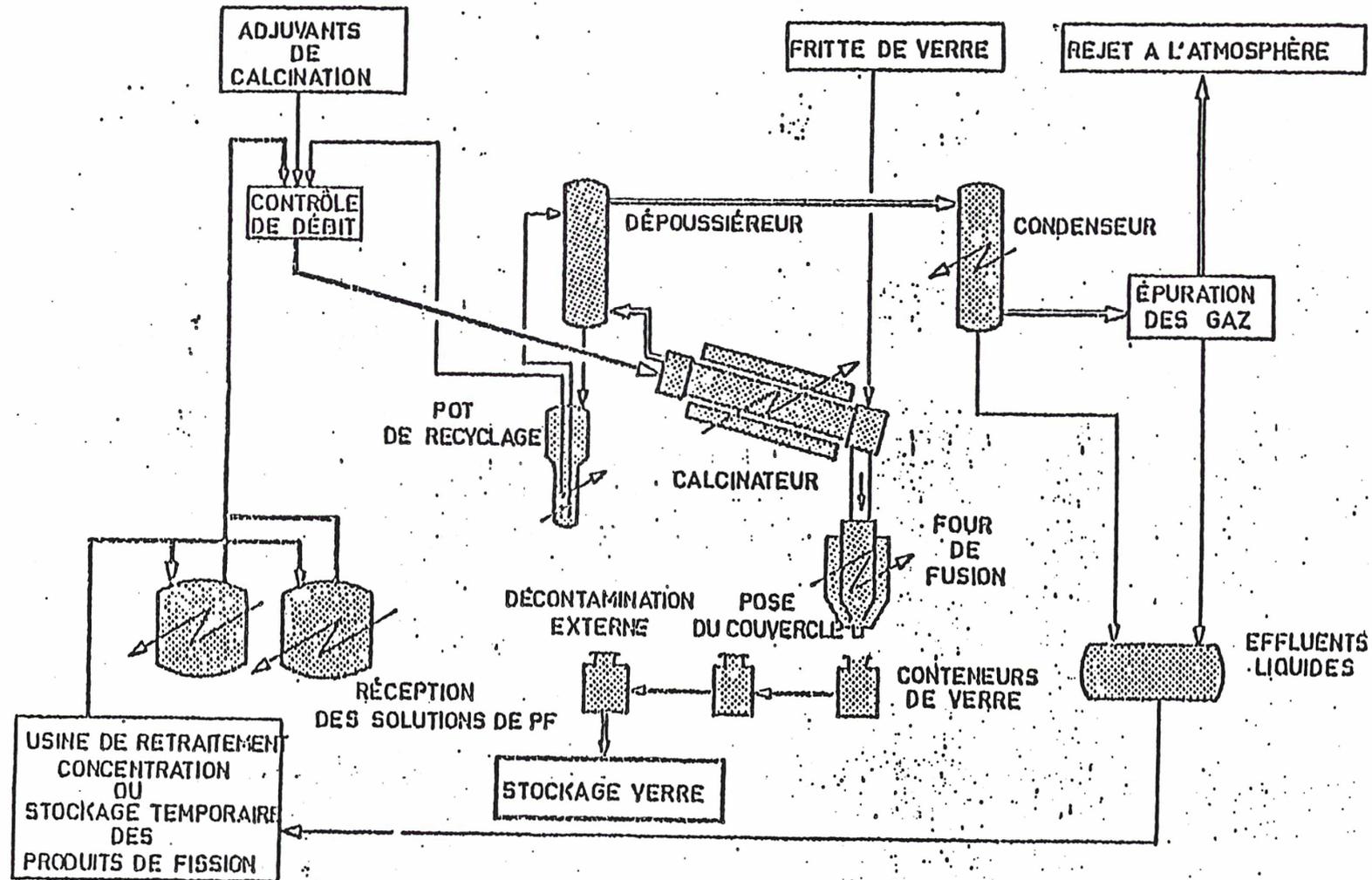
Le calcinateur est composé d'un tube tournant en uranium 65 muni de deux embouts démontables à chacune de ses extrémités. Ce tube à une longueur de 3,25 m dont 2,5 m sont chauffés. Son diamètre est de 272 mm, son épaisseur de 12 mm. Il tourne à une vitesse de 30 tours/minutes. Il est incliné de 3 % sur l'horizontale afin de faciliter l'écoulement des calcinats vers le pot de fusion.

Le tube est chauffé par des résistances électriques disposées suivant 4 zones indépendantes :

- . les 2 zones amont ( $800^\circ$  et  $850^\circ \text{ C}$ ) assurent l'évaporation du liquide de la solution
- . les 2 zones aval ( $640^\circ$  et  $600^\circ \text{ C}$ ) assurent la calcination et le séchage des oxydes solides contenus dans la solution.

.../...

FIG:1. ATELIER DE VITRIFICATION DE MARCOULE  
Schéma de principe



Les vapeurs se dégagent à la partie supérieure du calcinateur.

Afin d'éviter le collage du calcinat sur la paroi interne du tube, deux dispositifs sont en place :

- . une injection de ferrupore en tête qui sert d'adjuvant ;
- . une barre folle à l'intérieur du tube.

- b) Par gravité, le calcinat s'écoule dans le pot de fusion en même temps que la fritte de verre. Le pot de fusion en inconel 600 est un cylindre de hauteur 1 700 mm et de diamètre 350 mm.

Il est chauffé par 5 inducteurs indépendants à moyenne fréquence à une température de 1 140° à 1 150° C.

L'inducteur permet la coulée par fusion du bouchon de verre dans le conteneur réceptacle toutes les 8 heures.

- c) Ce conteneur est en acier de forme cylindrique. Sa hauteur est 1 000 m. Son diamètre 500 mm.

Il est rempli par 3 à 4 coulées, en fonction du type de solutions de PF vitrifiées.

Après remplissage, il est fermé par un couvercle soudé par une torche à plasma : cette opération a lieu dans la cellule de vitrification, le conteneur étant fixe et le dispositif de soudure tournant autour de celui-ci.

L'épaisseur du conteneur varie de 3 à 5 mm.

La qualité du cordon de soudure est garantie par le respect des paramètres de fonctionnement de la torche à plasma.

Un contrôle visuel permet de s'assurer de la régularité du cordon : si celle-ci est imparfaite, une seconde passe est effectuée.

- d) Après fermeture, le conteneur est acheminé dans la cellule de décontamination, sous la cellule de vitrification.

A l'intérieur de cette cellule, le conteneur est placé dans une cuve mobile. La décontamination s'effectue à l'aide d'une installation d'eau sous pression (300 bars).

.../...

Le contrôle de décontamination est opéré par balayage d'air sur la surface extérieure du conteneur et comptage de la contamination d'air.

Lorsque la décontamination est opérée, le conteneur est transféré vers le stockage.

- e) Les gaz et vapeurs émanant de la calcination traversent un dépoussiéreur humide. Le liquide ainsi chargé est recyclé en tête du calcinateur.

En aval du dépoussiéreur, les gaz sont acheminés vers un condenseur puis vers une colonne d'adsorption des vapeurs nitreuses et une colonne de lavage dont le but est de piéger le ruthénium.

Les gaz sont ensuite rejetés à la cheminée après passage dans un filtre absolu.

Les effluents et condensats de ces différentes colonnes sont acheminés vers l'usine de retraitement pour y être concentrés, puis recyclés dans l'AVM.

- f) Après décontamination, les conteneurs de verre sont stockés dans les puits d'entreposage desservis par un hall contigu à la cellule de vitrification.

#### VI-2-2 Implantation des installations de l'AVM (cf. figure 2)

Elle est conforme au schéma de la figure.

L'ensemble des équipements correspondant aux différentes étapes du procédé décrit ci-dessus sont situés dans une même cellule. Ses dimensions sont les suivantes :

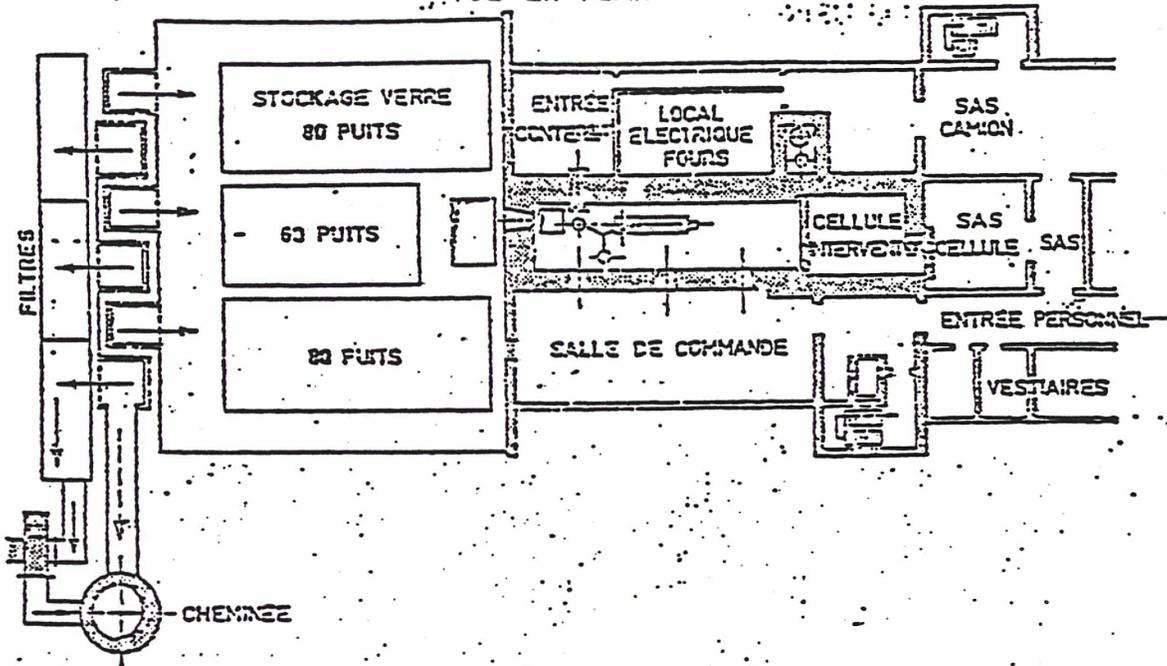
Hauteur : 10,5 m  
 Longueur : 12,5 m  
 Largeur : 3,5 m

Une cellule d'intervention lui est contiguë. Sous la cellule de vitrification se trouvent les cuves d'alimentation du calcinateur en solution de PF (2 cuves de 10 m<sup>3</sup>) et les 2 cuves d'effluents liquides, l'une pour les condensats et solutions provenant des colonnes de lavage/gaz, l'autre pour les égouts des zones 800 et 900.

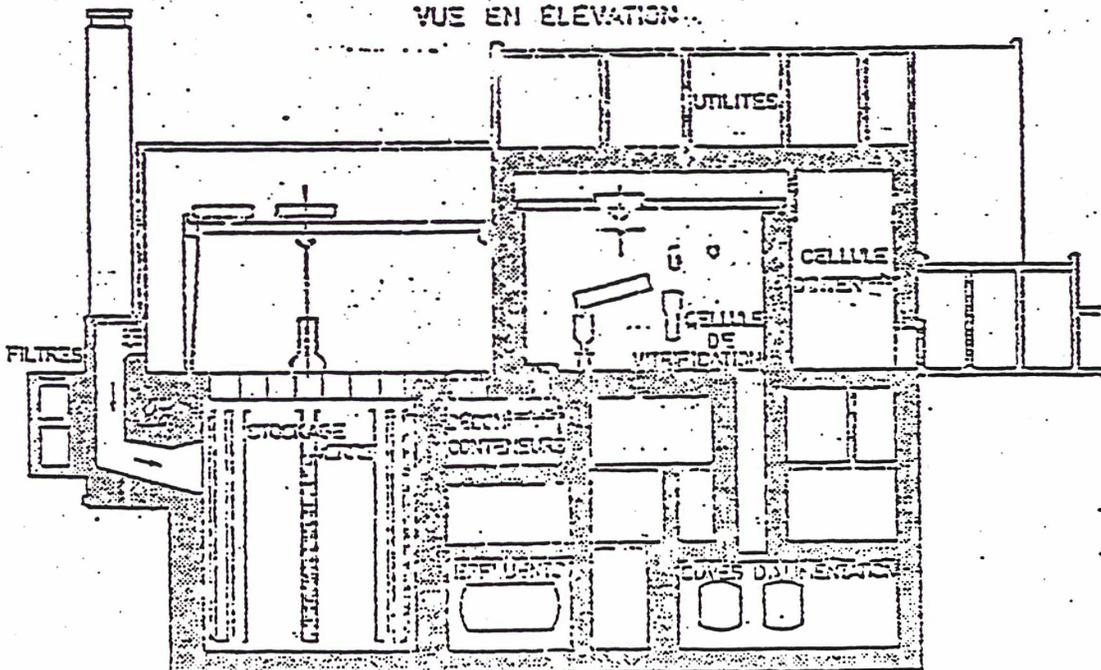
.../...

Fig.2.ATELIER DE VITRIFICATION  
DE MARCOULE

VUE EN PLAN



VUE EN ELEVATION



Le hall de contrôle et de commande des opérations de vitrification est contigu à la cellule de vitrification. Sur la face commune, outre divers hublots d'observation, sont situés 8 télémanipulateurs du type maître-esclave.

Ceux-ci, ainsi que divers outils spécifiques et un pont roulant de 20 kN situé à l'intérieur de la cellule de vitrification permettent de réaliser toutes les opérations de télémanipulation et télé-démonstrations.

Le bâtiment AVM hall de stockage compris, présente les dimensions suivantes :

Hauteur totale	: 23 m	dont 14,7 au dessus du sol
Longueur	: 43,5 m	
Largeur	: 23 m	

#### VI-2-3 Performances atteintes

Au 20 mai 1981, l'AVM avait réalisé 506 conteneurs de verre correspondant à environ 375 m<sup>3</sup> de solutions de PF traitées (soit 58,4 × 10<sup>6</sup> curies).

#### VI-2-4 Caractéristiques principales

Elles sont récapitulées sur le tableau ci-dessous.

- débit alimentation calcinateur	30 litres/heure
- longueur totale calcinateur	3,25 mètres
- longueur chauffée du calcinateur	2,50 mètres
- diamètre calcinateur	272 mm
- épaisseur calcinateur	12 mm
- vitesse rotation	30 t mn <sup>-1</sup>
- température de chauffe du calcinateur	
. zones amont	880° et 850° C
. zones aval	640° et 600° C
- inclinaison du calcinateur	3 %
- débit de production du verre	15 kg/heure
- température de fusion	1 150° C
- temps nécessaire à 1 coulée	8 heures
- hauteur pot de fusion	1 700 mm
- diamètre pot de fusion	350 mm
- conteneur de verre	
. diamètre	500 mm
. hauteur	1 000 mm

.../...

## VII - ENTREPOSAGE MARCOULE

Nous décrivons uniquement celui de l'AVM, lui-même très proche, dans sa conception, de l'entreposage PIVER.

### VII-1 Description générale (cf. figure 3)

Il est constitué de puits de profondeur utile 10,5 m et de diamètre 600 mm. Chaque puits peut recevoir 10 conteneurs de verre. L'ensemble des puits est disposé dans une fosse bétonnée recouverte intérieurement d'une tôle en acier noir.

La fosse comprend 3 modules de stockage, disposant respectivement de 80 - 60 et 80 puits, soit 220 au total : 2 modules seulement sont aujourd'hui équipés.

Au-dessus des puits est placée une dalle en béton d'épaisseur 1,5 m qui assure la protection biologique. La partie supérieure de cette dalle constitue le plancher du hall surplombant les puits de stockage. Ce hall communique directement avec la cellule du contrôle de décontamination des conteneurs : il est donc contigu à l'atelier de vitrification. Le transfert des conteneurs entre celui-ci et le puits de stockage est réalisé à l'aide d'un château dont les mouvements sont assurés par un pont roulant de 350 kN.

### VII-2 Refroidissement des conteneurs

Il peut être assuré soit par ventilation forcée ; soit par ventilation naturelle.

#### VII-2-1 Ventilation forcée

La circulation d'air est assurée comme il est indiqué sur le schéma (cf. figure 3).

L'air est refoulé par le ventilateur de soufflage à travers le hall de manutention des conteneurs vers la partie basse des puits de stockage le long des parois de la fosse. Il circule dans les puits contenant des verres entre ceux-ci et la paroi interne du puits. Il est extrait des modules de stockages par le ventilateur d'extraction qui refoule à la cheminée. Ce ventilateur d'extraction est doublé. Le second démarre automatiquement en cas de défaillance du premier. En outre, un troisième moteur est disponible en permanence dans l'AVM, en cas de pannes simultanées des deux premiers.

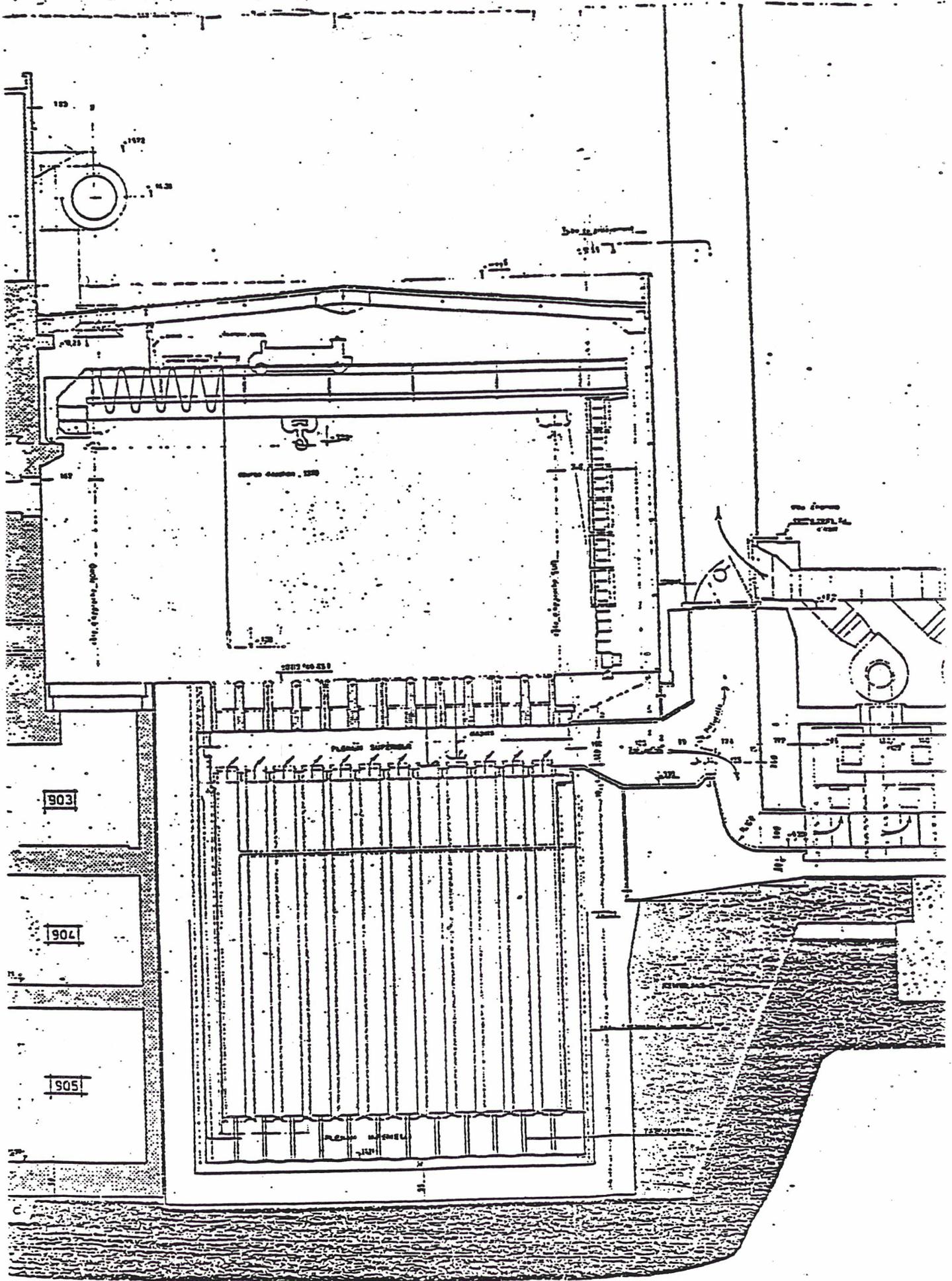
En supposant les 220 puits remplis, les conditions nominales de refroidissement sont les suivantes :

- . température d'air à l'extraction : 100° C
- . température à coeur des conteneurs : largement inférieure à 600° C
- . température de la dalle de béton :

- + partie inférieure : 110° C
- + partie supérieure : 45° C

- . vitesse de circulation de l'air : quelques mètres par seconde

Fig. 3



En cas de défaillance complète des ventilateurs d'extraction, les valeurs suivantes seraient atteintes à l'équilibre après passage en ventilation naturelle :

- . température d'air à l'extraction : 150° C
- . température à coeur des conteneurs : 600° C
- . température de la dalle de béton :
  - + partie inférieure : 160° C
  - + partie supérieure : 60° C

Une défaillance du ventilateur de soufflage n'entraîne pas d'accroissement sensible des températures précédentes.

#### VII-2-2 Ventilation naturelle

Lorsque la puissance calorifique dégagée par les verres aura suffisamment décru, il deviendra thermiquement inutile de les refroidir par circulation d'air forcée.

Le carneau des ventilateurs d'extraction peut être isolé.

Les puits de stockage sont mis directement en communication avec la cheminée qui assure le tirage nécessaire.

Il existe une cheminée par modèle de stockage. Chacune a une hauteur de 16 mètres, un diamètre de 2 mètres et se trouve calorifugée.

#### VII-3 Protection biologique

La structure en béton de la fosse de stockage la garantit. Le hall de manutention surplombant celle-ci est en particulier considéré comme une zone 2.

Les traversées de la dalle supérieure en béton à la verticale des puits de stockage sont obturées par des bouchons également bétonnés.

#### VII-4 Confinement de la contamination

La surface extérieure des conteneurs entreposés dans les puits est théoriquement parfaitement décontaminée.

Une présence de contamination à l'intérieur des puits pourrait provenir soit d'un défaut d'étanchéité de l'un des conteneurs, soit d'une contamination résiduelle extérieure non détectée au terme des opérations de vitrification.

Un filtre absolu est placé dans le carneau d'extraction en amont du ventilateur.

.../...

Il importe de remarquer que la perte de charge entraînée par le passage de l'air de refroidissement à travers ce filtre interdit la circulation naturelle de l'air par cette voie.

Il existe un ventilateur d'extraction et une cheminée par module de stockage.

#### VII-5 Manutention des conteneurs

Le passage des conteneurs de la cellule de décontamination à leur position dans un puits de stockage est assuré à l'aide d'un château de plomb d'une masse de 27 tonnes.

Le transfert entre cellule de décontamination et château s'opère par l'intermédiaire de l'operculaire fixe, constamment situé au-dessus de la cellule de décontamination.

Le transfert entre château et puits s'opère par l'intermédiaire de l'operculaire mobile, situé à la verticale du puits en cours de remplissage.

Le bouchon du puits à la verticale duquel se trouve l'operculaire mobile est placé dans le château garage des bouchons.

#### VII-6 Autres conditions

- a) A MARCOULE, les contraintes d'ordre sismique imposées à l'AVM sont les suivantes : au SMS 8, seules quelques fissures superficielles du béton se produiraient. Aucune rupture de protection biologique ou d'étanchéité n'est à craindre.
- b) Les 220 puits réalisés -dont 140 sont équipés- sont suffisants pour assurer l'entreposage des verres jusqu'en 1985. Une extension est néanmoins possible à l'ouest de la fosse actuelle.
- c) Cette dernière est étanche aux eaux de ruissellement, de filtration ou en provenance de la nappe phréatique. Un système de détection permet de vérifier en permanence que le fond de la fosse est vide de toute trace d'eau. En cas de présence accidentelle de liquide, le pompage de celui-ci est possible.

.../...

VIII - L'EXPERIENCE ACQUISE APPLIQUEE AUX FUTURS ATELIERS DE LA HAGUE

VIII-1 Les paragraphes précédents ont rappelé les principales phases ayant permis d'aboutir à la décision de réalisation d'unités industrielles de vitrification des déchets THA.

Ces phases synthétisent l'importance, la continuité et la logique de l'effort conduit en France depuis plus de vingt ans pour maîtriser cette technique.

VIII-2 A LA HAGUE vont être réalisés deux ateliers identiques de vitrification : l'un desservira UP2 800 (atelier R7), l'autre UP3 A (atelier T7).

Chacun sera alimenté à partir d'unités spécifiques de stockage de PF : R7 à partir des unités existantes ou en cours de réalisation, SPF 1 à 5. T7 à partir d'une unité à réaliser, SPF 7.

Un entreposage des conteneurs de verre produits sera contigu à chacun des ateliers R7 et T7. Ces entreposages sont de conception modulaire et capables de recevoir 5 années de production au rythme nominal, soit 600 conteneurs par an et par atelier.

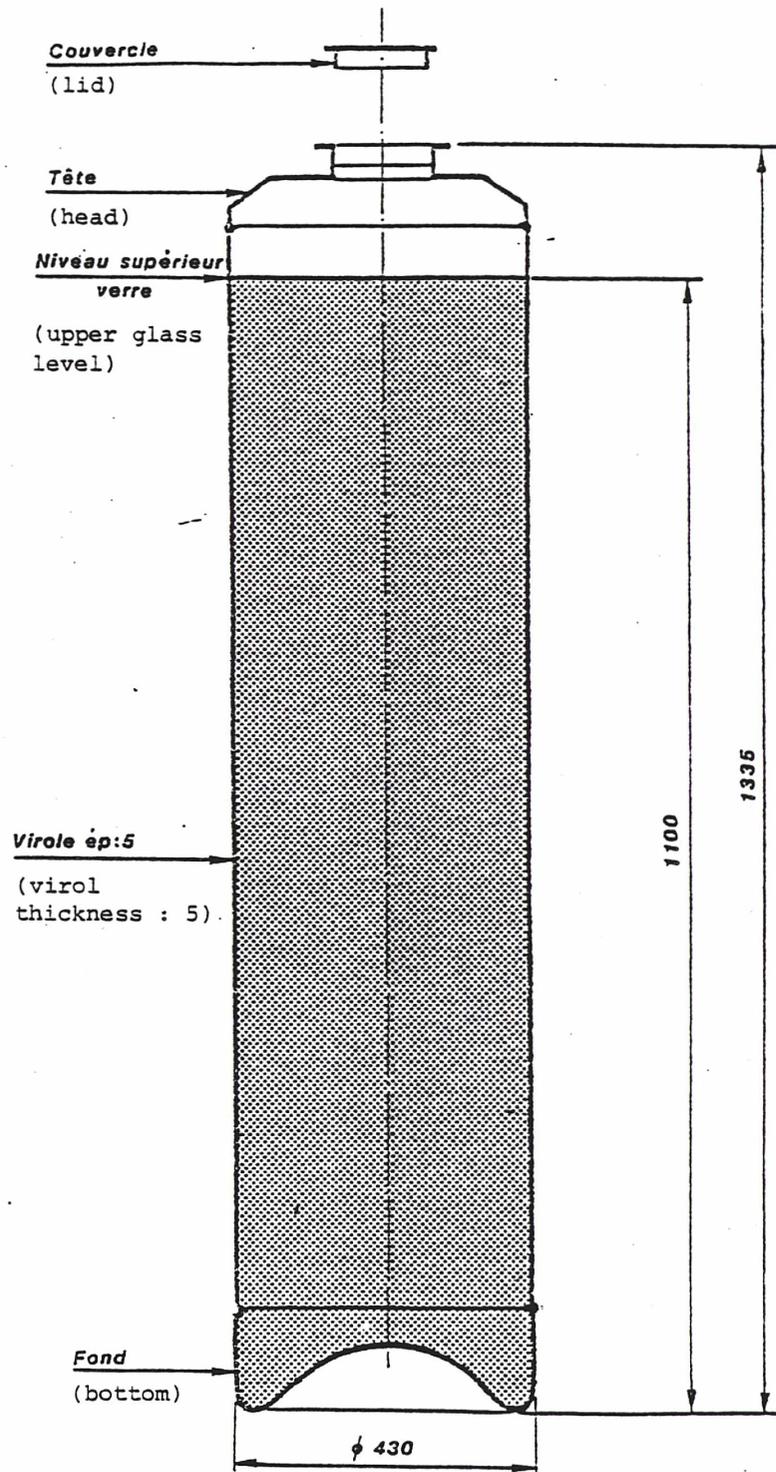
La conception mono-cellulaire de AVM ne sera pas conservée pour R7 et T7 : l'expérience a, en effet, démontré qu'il était plus judicieux, eu égard en particulier aux risques de contamination propres à chaque grande fonction du procédé, de répartir ces fonctions dans des cellules différentes.

VIII-3 Les dates envisagées de mise en service actif de ces deux ateliers sont aujourd'hui les suivantes :

R7 : mi 1986  
T7 : début 1988

Annexe 3 :  
données techniques sur  
les déchets conditionnés

-:-:-:-:-



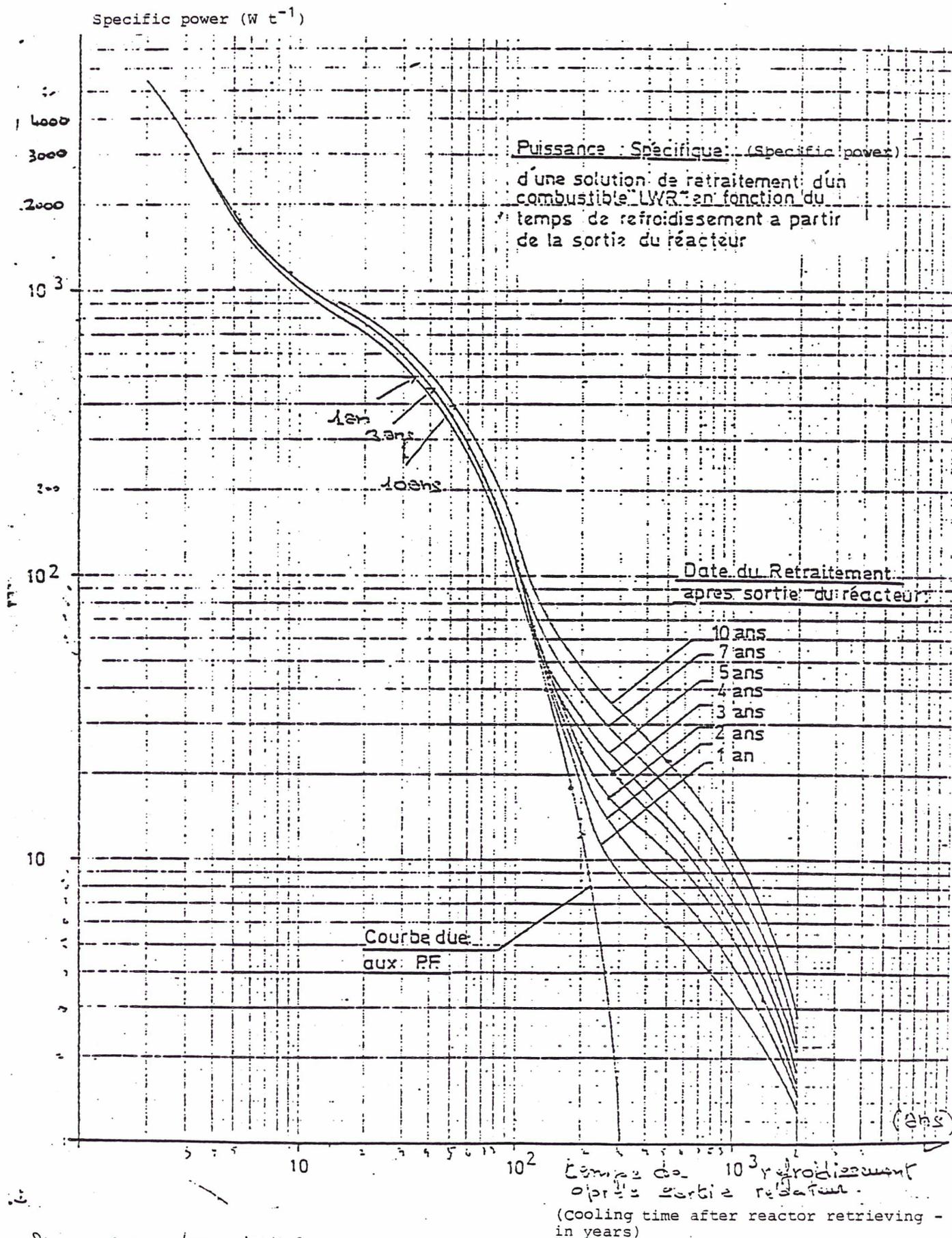
**CONTENEUR DE VERRE UP2 800\_UP3**

**Volume contenu de verre: 150 l**

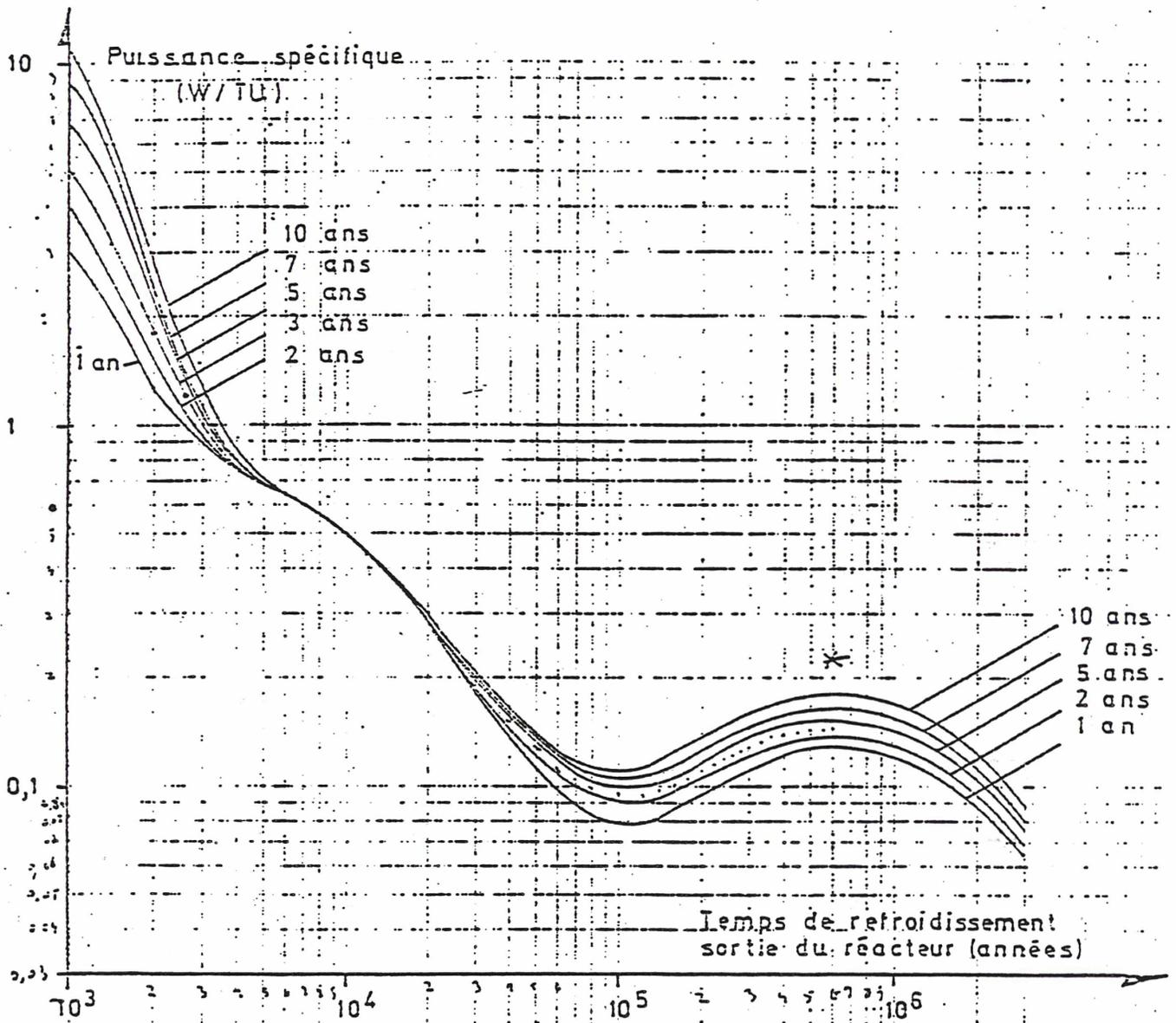
GLASS CONTAINER UP2 800 - UP3

CONTAINER GLASS VOLUME : 150 l

Source: COGEMA / BR  
15-12-81



Source: COGEMA/BR - 15-12-81

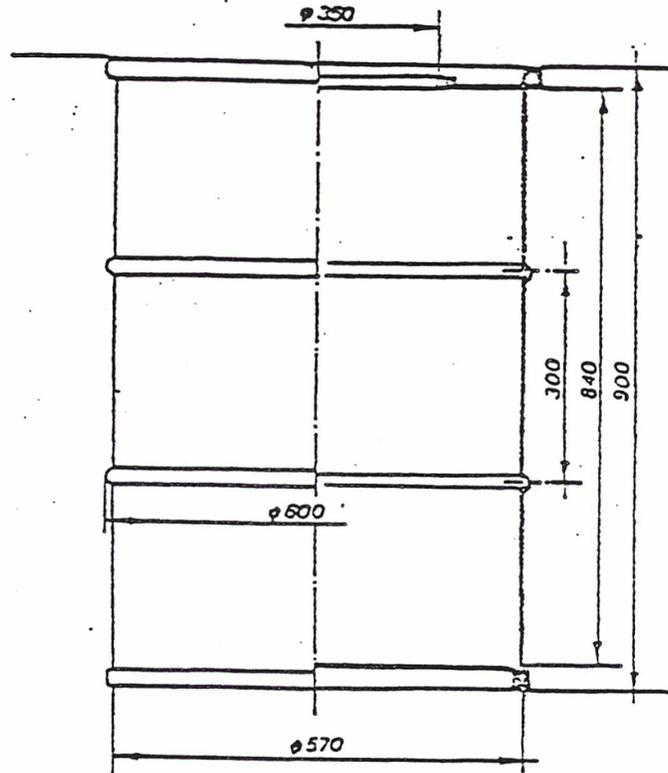


\* la remontée est due au  $Th^{232}$   
 $225Ac$  et  $Ra^{226}$

(THE ARISING IS DUE TO {  $^{229}Th$   
 $^{225}Ac + Ra$ )

## FUT METALLIQUE POUR ENROSE BITUME

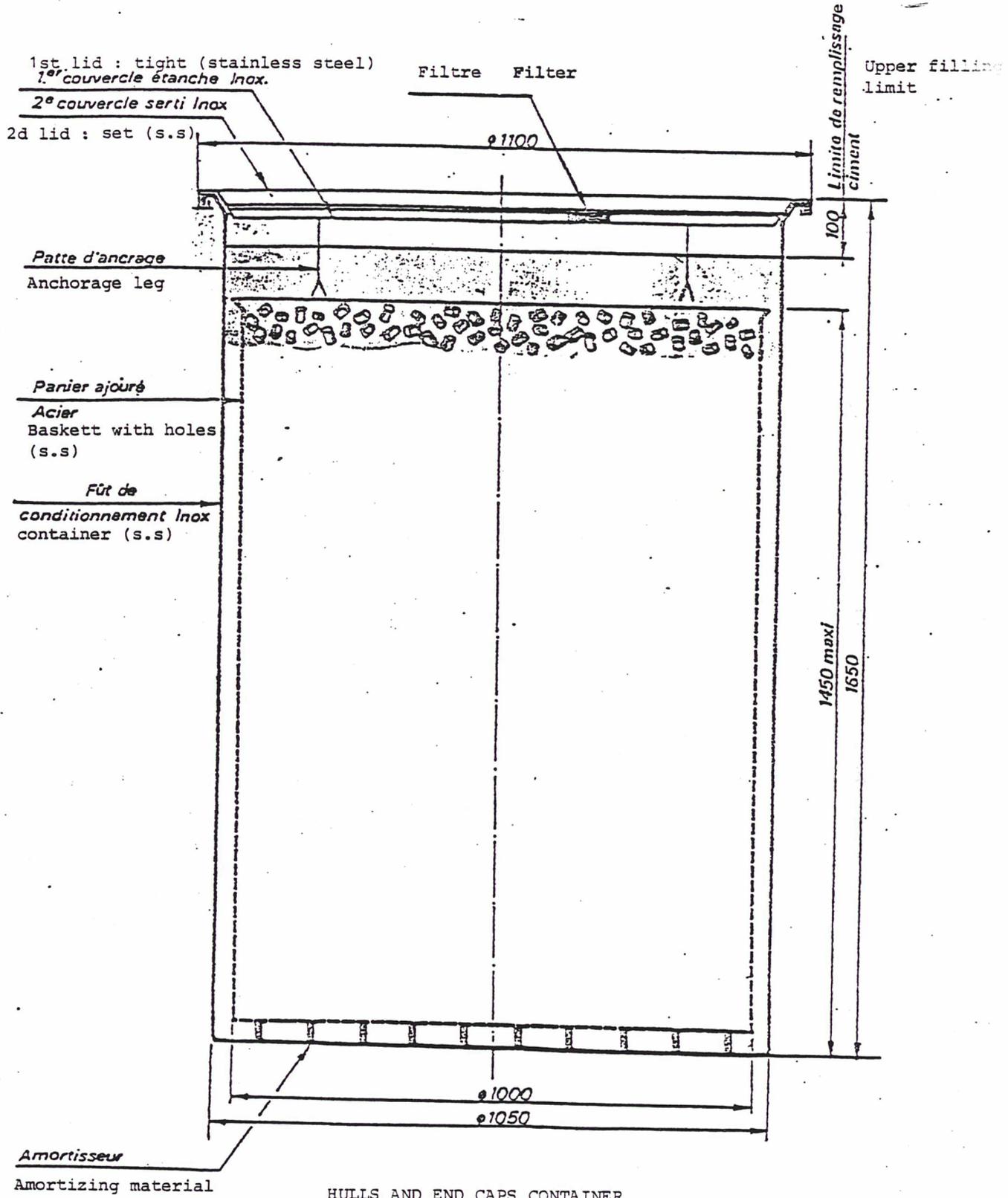
(METALLIC BITUMEN DRUM)



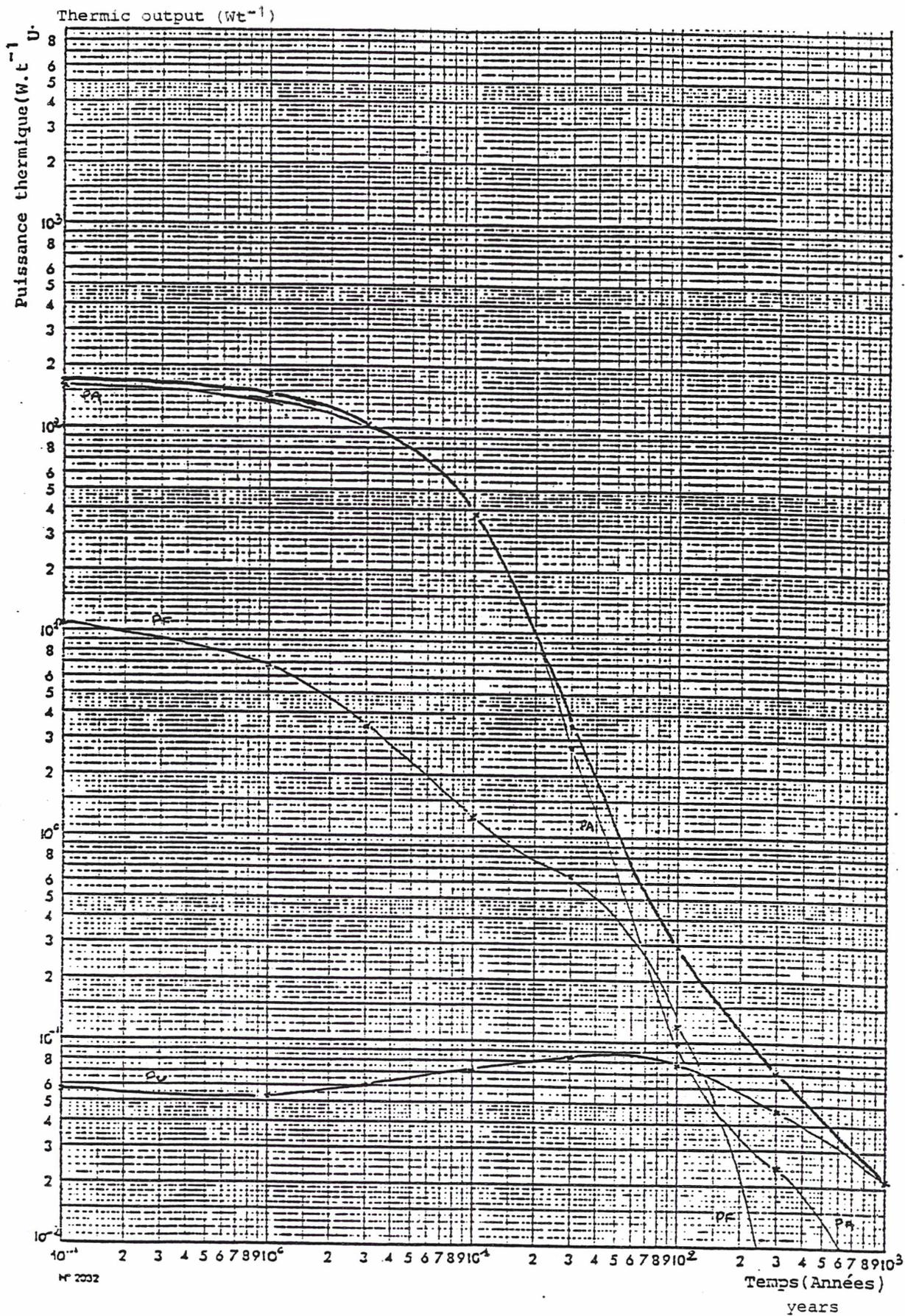
Tôle ép: 1,5 mm

(thickness)

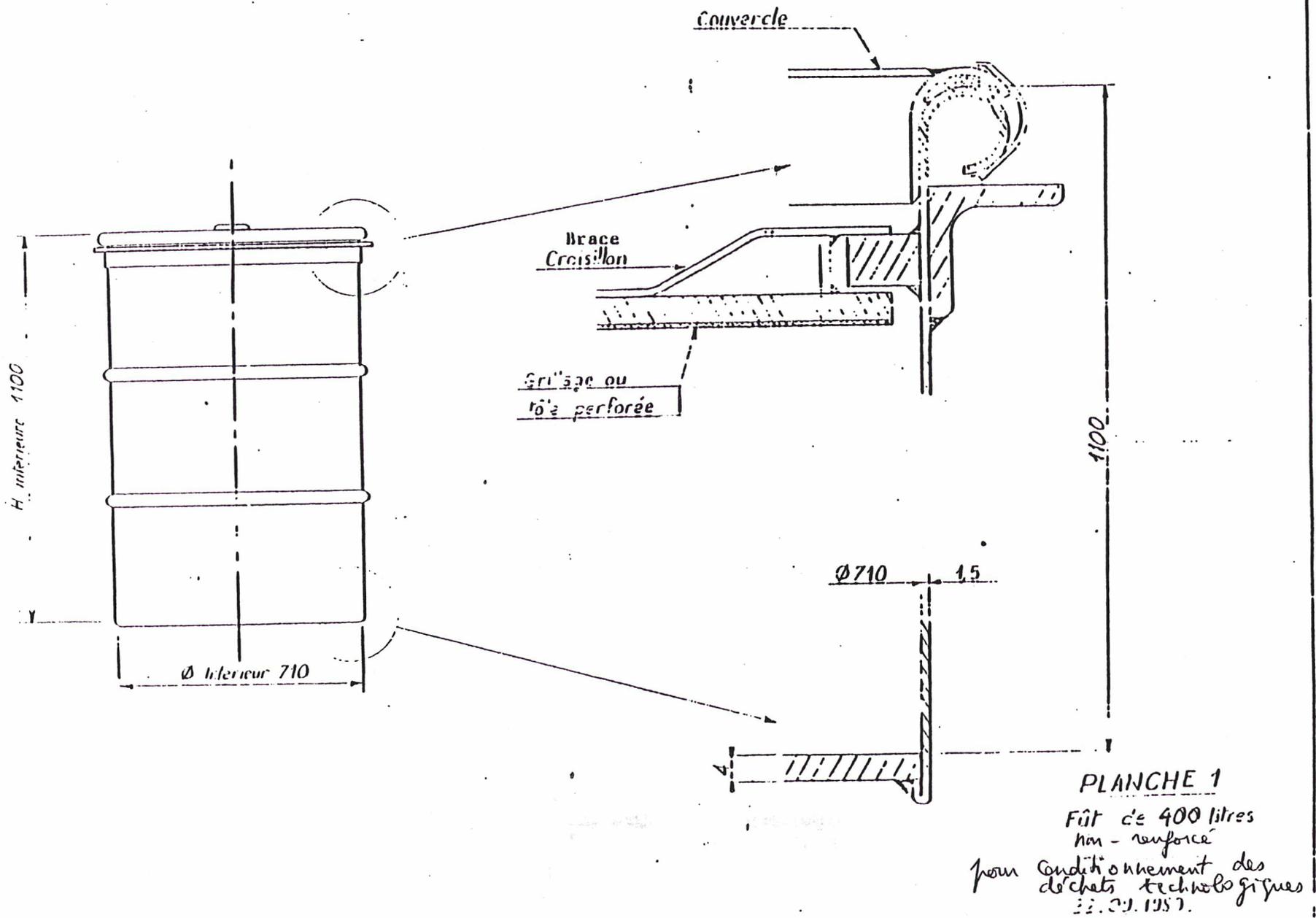
Source: C&amp;GEMA/BR - 15-12-81



FUT DE CONDITIONNEMENT DES COQUES ET EMBOUTS



Source: COGEMA / BR - 15-12-81



A . N N E X E . I V

Projet de Règle Fondamentale de Sûreté  
relative aux objectifs et critères de sûreté  
des installations de stockage à long terme de déchets radioactifs  
en formations géologiques profondes.

---

Groupe de travail sur le projet de  
Règle fondamentale de sûreté :

"Objectifs et critères de sûreté des  
installations de stockage à long terme  
de déchets radioactifs en formations  
géologiques profondes".

=

Composition du groupe :

MM. CORNIER  
BERGER  
HABIB , Service Central de Sûreté des  
Installations Nucléaires

M. LEFEVRE , Direction des Effluents et Déchets, CEA

MM. LAVIE  
BARTHOUX , Agence Nationale pour la Gestion des Déchets  
Radioactifs, CEA

MM. QUENIART  
GIRAUD , Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, CEA

M. FISHER , Division d'Etudes de Retraitement et des Déchets  
et de Chimie Appliquée, CEA

M. BASTIEN-THIRY, Compagnie Générale des Matières Nucléaires

M. de BETTENCOURT, Electricité de France

MM. ANCELIN  
CHENEVIER , Ecole des Mines de Paris, rapporteurs

Projet du  
26/05/1982

## Règle Fondamentale de Sûreté

### OBJECTIFS ET CRITERES DE SÛRETE POUR LES CENTRES DE STOCKAGE DE DECHETS RADIOACTIFS EN FORMATIONS GEOLOGIQUES PROFONDES.

-----

#### I - Définitions.

##### 1) Déchets concernés.

Sont concernés par la présente lettre les déchets radioactifs solides que leur activité ou leur teneur en radioéléments à période longue ne permet pas de classer dans la catégorie des déchets de faible et moyenne activité massique et de période courte ou moyenne.

##### 2) Type de stockage retenu et mise en oeuvre.

- Le stockage en formations géologiques profondes, convenant pour ce type de déchets, est concerné par la présente règle.

- On désigne par installation de stockage l'ensemble des ouvrages et de la zone marginale entourant ceux-ci qui a été significativement modifiée par l'homme lors de leur construction.

- On désigne par matériau de remplissage le ou les matériaux choisis pour combler l'espace restant entre les déchets conditionnés et l'enveloppe des ouvrages, ou pour sceller les installations de ventilation et d'accès aux ouvrages.

- On désigne par milieu géologique d'accueil la formation géologique ou l'ensemble des formations géologiques entourant l'installation de stockage.

La mise en oeuvre de ce type de stockage comprend trois phases :

.../...

- La phase d'exploitation, pendant laquelle ont lieu la construction des ouvrages, puis leur remplissage.

- La phase de surveillance du centre : c'est, après l'exploitation du centre, une période de surveillance destinée d'une part à contrôler toute défaillance éventuelle des systèmes de confinement et à prévenir toute dissémination de radioéléments pouvant avoir un effet nocif sur l'environnement et d'autre part, à assurer la protection de l'installation contre les risques d'intrusion.

- La phase de banalisation : lorsque la phase de surveillance s'achève, que ses résultats sont concluants et que le matériau de remplissage a été mis en oeuvre pour sceller les installations de ventilation et d'accès aux ouvrages, le site peut être banalisé.

## 2) Système de confinement.

Un système de confinement est constitué par un ensemble de moyens ou de dispositifs interdisant ou limitant le transfert de la matière radioactive vers la biosphère.

Dans le cas des stockages à long terme en formations géologiques profondes, on distingue trois systèmes de confinement :

Premier système de confinement :

Il est constitué par la forme physico-chimique du déchet conditionné. Autour du produit ainsi constitué, est disposée une enveloppe d'une résistance adaptée aux contraintes auxquelles elle est susceptible d'être soumise et qui peut également participer au système de confinement. L'efficacité du premier système de confinement pourra être améliorée par un traitement particulier du déchet avant conditionnement (calcination, insolubilisation, etc...).

- Second système de confinement :

Il est constitué par le matériau de remplissage et l'ensemble des ouvrages dans lesquels sont déposés les déchets.

.../...

Troisième système de confinement :

Il est constitué par le milieu géologique d'accueil, choisi pour limiter le plus possible les possibilités de migration d'activité en son sein.

## II - Objectifs fondamentaux de sûreté.

Les critères à prendre en compte pour l'analyse de sûreté d'un stockage à long terme de déchets radioactifs en formations géologiques profondes traduisent les objectifs fondamentaux de sûreté constituant la base de la politique de stockage.

Ces objectifs peuvent être synthétisés ainsi :

- Les stockages doivent se conformer aux principes généraux de la protection radiologique, en ce qui concerne les générations actuelles et futures.
- L'équivalent total de dose engagé par suite des opérations de stockage doit être aussi faible que possible.
- La conception du stockage doit permettre, à terme, la banalisation du site, c'est-à-dire limiter les éventuelles contraintes supportées par les générations futures. La production actuelle de déchets radioactifs ne devra pas entraîner de conséquences inacceptables pour les générations futures.

### 1) Sûreté radiologique.

Le premier de ces objectifs se traduit par le fait que la conception du stockage ne doit jamais entraîner de conséquence radiologique inacceptable au vu de la réglementation actuelle. En particulier, le retour éventuel des radionucléides vers la biosphère, dans des conditions prévisibles à l'échelle des temps géologiques, doit respecter les principes généraux de radioprotection.

A cet égard, un confinement absolu et indéfini de toute la radioactivité n'est pas raisonnablement exigible mais l'analyse de sûreté doit démontrer que le retour de la radioactivité vers la biosphère ne doit pas entraîner de conséquence inacceptable.

.../...

Par contre, pendant le remplissage de l'installation de stockage (phase d'exploitation), puis, pendant la période de surveillance, l'objectif de sûreté est le confinement absolu de la radioactivité dans le stockage. Cet objectif est dicté par le souci de garantir la décroissance de l'essentiel de l'activité bêta-gamma avant toute migration de radionucléides dans le milieu environnant le stockage.

Il découle également de ce premier objectif que l'analyse de sûreté d'un stockage doit examiner le comportement physico-chimique des déchets d'une part, et, compte tenu de l'évolution raisonnablement prévisible des différents systèmes de confinement, les transferts possibles de radioactivité vers l'homme d'autre part, pendant une durée telle qu'un risque radiologique inacceptable subsiste.

#### 2) Minimisation de l'équivalent total de dose engagée.

Cet objectif qui complète le premier implique un haut niveau de qualité des systèmes de confinement. Il exclut notamment la substitution à un stockage important sous une barrière géologique de très bonne qualité de multiples stockages moins importants sous des barrières moins efficaces (qui pourraient répondre au premier objectif).

#### 3) Réversibilité.

Le second objectif impose la réversibilité du stockage des déchets pendant une durée limitée qui sera fixée en fonction des caractéristiques propres des sites choisis.

#### 4) Banalisation.

Le troisième objectif se traduit par l'obligation de mettre en oeuvre des installations de stockage ne nécessitant, à terme, ni entretien, ni surveillance. De plus, la conception de ces installations doit limiter le plus possible tout risque dû à l'intrusion volontaire ou accidentelle de l'homme. Ces installations devront avoir un impact limité sur l'environnement ; en particulier, leur sûreté ne devra pas être remise en cause, du fait de leur implantation, par l'exploitation de ressources naturelles dont l'homme peut vouloir bénéficier.

### III - Critères de sûreté.

Ces critères découlent des objectifs exposés précédemment.

.../...

1) Critères visant à assurer la protection radiologique.

a) Conditionnement des déchets :

Afin de garantir le respect des principaux généraux de sûreté relatifs au conditionnement des déchets, ceux-ci doivent satisfaire aux Règles Fondamentales de Sûreté relatives au stockage à long terme en formations géologiques profondes (+). Ces règles définissent, en particulier, pour chaque type de déchets, le ou les types de conditionnement acceptables pour chaque type de stockage retenu.

b) Dimensions du milieu géologique d'accueil :

Ces dimensions doivent répondre à deux impératifs :

- le milieu géologique d'accueil doit être tel que les ouvrages puissent être implantés à une profondeur suffisante, de façon à ce qu'aucun événement se produisant en surface ne vienne remettre en cause la sûreté du stockage (glaciation, chute de météorite, érosion, etc...).

- Les dimensions respectives du milieu d'accueil et du stockage doivent être telles que le milieu d'accueil constitue un espace tampon suffisant au regard de l'analyse de la migration des radionucléides.

c) Stabilité à long terme :

Le milieu d'accueil doit être situé dans un contexte géologique tel que la stabilité à long terme puisse être raisonnablement assurée. On doit en particulier éviter des zones présentant des signes d'activité volcanique ou sismique notable au cours de l'ère quaternaire. La stabilité tectonique s'impose plus particulièrement pour les dépôts en roche dure, les formations plastiques étant plus aptes à subir certaines déformations sans atteinte significative à l'intégrité du confinement.

d) Migration des radionucléides :

L'analyse de sûreté doit faire la démonstration que la mobilité des radionucléides dans le sol, qui dépend de la circulation de l'eau et des échanges physico-chimiques avec le milieu environnant, est telle que le retour éventuel à la biosphère des radionucléides ne doit pas entraîner de conséquence radiologique inacceptable.

(+) Règles à paraître pour chaque type de stockage envisagé.

.../...

De plus, l'analyse de sûreté doit faire la démonstration que l'action sur les roches-hôtes des rayonnements, de la chaleur et de l'eau - présente ou susceptible de parvenir dans le stockage - ne pourra remettre en cause de manière significative la qualité du confinement.

e) Accès au stockage.

La formation ou l'ensemble des formations comprises entre le stockage et la surface, doit être telle que le scellement des accès soit possible et efficace sans risque inacceptable de transfert de contamination vers la biosphère. Ceci signifie que le matériau de remplissage et l'interface entre celui-ci et le milieu géologique d'accueil, doivent présenter, du point de vue de la migration des radionucléides, des performances au moins équivalentes à celle des roches initiales.

f) Conception des ouvrages :

Elle doit répondre, du point de vue de la sûreté radiologique, à deux impératifs :

- assurer la sûreté intrinsèque des ouvrages et des déchets conditionnés pendant la phase d'exploitation et de surveillance.

- ne pas porter significativement atteinte à la qualité de confinement du conditionnement du déchet d'une part, et du milieu géologique d'accueil d'autre part.

2) Critères de réversibilité :

a) Conception des ouvrages.

Les dimensions des ouvrages et leur conception générale doivent être telles que la reprise de tout déchet conditionné soit possible pendant la période de réversibilité sans nécessiter de travaux longs ou importants dans l'installation.

b) Matériau de remplissage :

En cas de remplissage partiel ou total des galeries avant la fin de la période de réversibilité, la nature du matériau de remplissage doit être telle qu'elle ne handicape pas définitivement l'opération éventuelle de reprise.

.../...

3) Critères visant à permettre la banalisation et à protéger le stockage des intrusions :

a) Pour réduire la probabilité d'intrusion résultant de l'exploitation dans l'avenir de ressources naturelles par les générations futures, le stockage devra être implanté à une profondeur suffisante, dans une formation géologique jugée peu propice à une exploitation ultérieure (minéraux à faible teneur, géothermie,...).

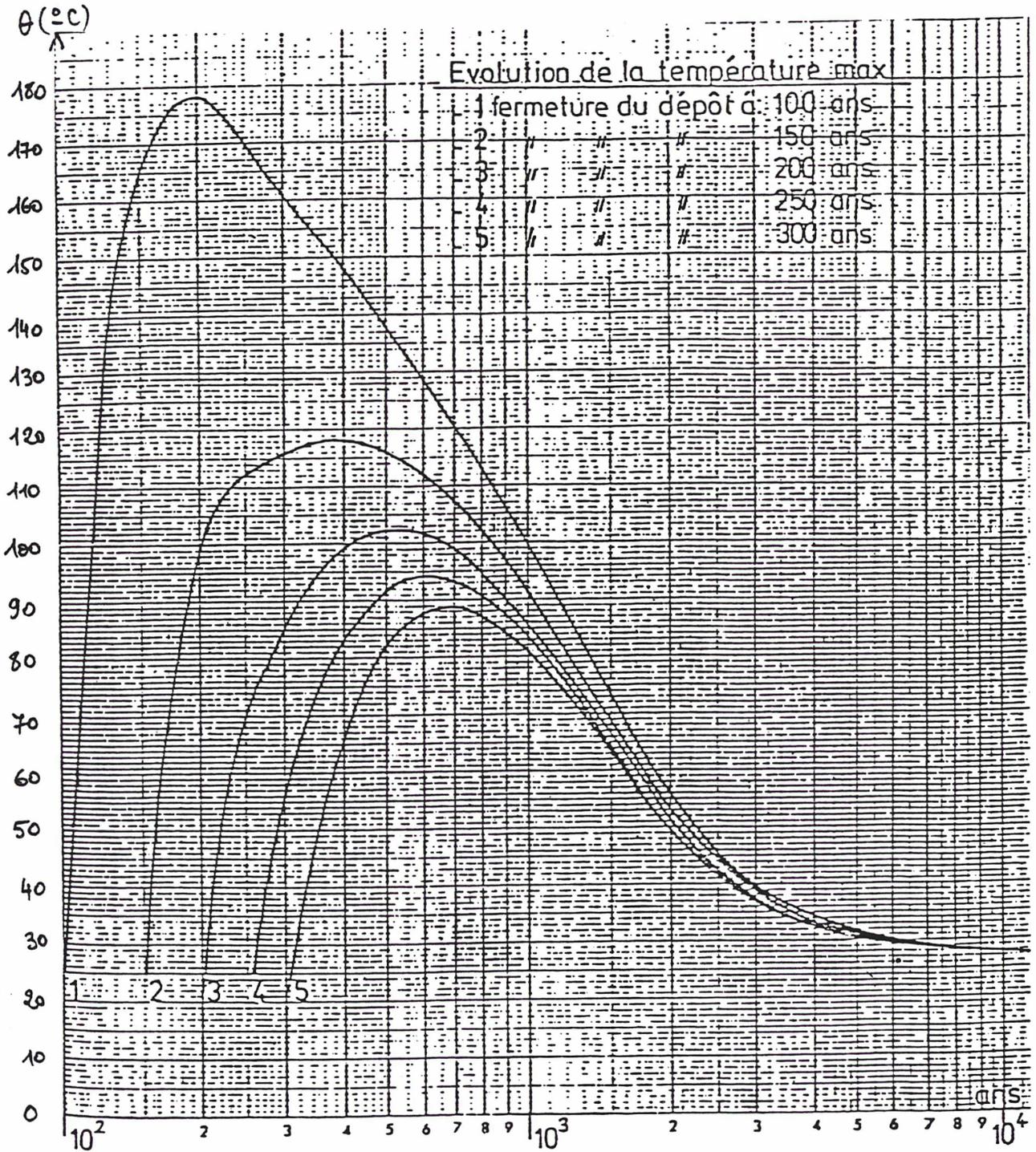
b) Pour réduire la probabilité d'intrusion humaine dans le futur par creusements (horizontaux ou verticaux), le choix des sites destinés au stockage à long terme des déchets ne doit pas hypothéquer l'utilisation de régions importantes. En particulier, la probabilité d'atteindre par creusements un déchet conditionné doit être la plus faible possible.

c) Pendant la période d'exploitation et la période de réversibilité au moins, l'exploitant devra assurer le gardiennage des installations d'accès aux ouvrages.

# Annexe 5 :

Evolution typique de température de verres dans un stockage en formation granitique profonde

=



## A N N E X E 6 :

GLOSSAIRE

(Extrait de la Règle Fondamentale de Sûreté : "Dispositions générales applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des divers types de déchets résultant du traitement des combustibles irradiés dans les réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression).

Actinides (famille des)

Groupe d'éléments allant de l'actinium (numéro atomique 89) au lawrencium (numéro atomique 103) qui occupent ensemble une même position dans la classification périodique (2).

Assemblage (combustible)

Groupement d'éléments combustibles qui reste solidaire notamment au cours du chargement ou du déchargement du coeur d'un réacteur nucléaire (1).

Ex. : Dans les réacteurs à eau pressurisée de 900 MWe construits en France, le combustible est groupé par assemblages à pas carré de 17 x 17 éléments.

Combustible (nucléaire)

Matière contenant des nucléides fissiles préparée pour assurer le fonctionnement d'un réacteur nucléaire et permettant de développer dans celui-ci une réaction nucléaire en chaîne auto-entretenu(1).

Combustion (taux de)

Energie totale libérée par la combustion nucléaire et rapportée à l'unité de masse du combustible. Elle est habituellement exprimée en mégawatt-jours par tonne (1).  
Syn. combustion massique ou niveau d'irradiation du combustible

Coques

Fragments de gaine et pièces de structure autres que les embouts issus du tronçonnage des assemblages combustibles irradiés dans les réacteurs de la filière dite à eau ordinaire sous pression. Ces fragments, insolubles dans les solutions de dissolution du combustible, sont recueillis après cette dissolution.

Déchet technologique

Déchet issu des interventions pour entretien préventif, réparation ou modification des installations ; ces déchets sont constitués généralement par des effluents liquides de nettoyage ainsi que des matériaux et matériels divers radioactifs.

Embout

Extrémité (tête ou pied) d'un assemblage combustible de la filière dite à eau ordinaire sous pression issu de prétraitement mécanique par tronçonnage de cet assemblage.

Emetteur

Abrév. Radionucléide se désintégrant avec émission de rayonnements.

Emetteur pur : émetteur ne produisant qu'un seul type de rayonnement (1)

Ex : Emetteur alpha, émetteur bêta, émetteur gamma.

Entreposage (des déchets conditionnés)

Par ext. Installation de stockage transitoire qui relève de la responsabilité de la compagnie générale des matières nucléaires.

L'entreposage est un stockage de durée plus ou moins courte de déchets conditionnés en transit dans l'attente de leur déplacement à destination d'un lieu de stockage de durée très supérieure (3).

Fines

Produits insolubles en suspension dans les solutions de dissolution des combustibles irradiés. Ces produits sont constitués essentiellement :

- de fins débris de gaines de dimension inférieure à 5 mm

- de produits de fission, notamment,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{106}\text{(Ru+Rh)}$ ,  $^{144}\text{(Ce+Pr)}$  sous formes miscellaires inférieures à 1 micron.

Les fines contiennent également de faibles quantités d'uranium et de transuraniens.

Filiation (produit de)

Nucléide formé par la décroissance radioactive d'un autre nucléide ;

Syn. Produit de décroissance (2).

Fission (produit de)

Nucléide produit par fission ou descendant de ce nucléide (1).

Neutron

Particule constitutive des noyaux d'atomes, dénuée de charge électrique.

Période (radioactive)

Laps de temps pendant lequel la moitié des atomes d'un radionucléide donné se désintègrent. Les périodes varient du milliardième de seconde à des milliards d'années (2).

Les périodes inférieures à 50 ans sont appelées périodes courtes ou moyennes ; les périodes supérieures à 50 ans sont appelées périodes longues.

Plutonium "eau légère"

Arg. Plutonium issu du traitement des combustibles irradiés dans les réacteurs de la filière dite à eau ordinaire sous pression.

Pour le combustible de référence (enrichissement initial 3,5 %, taux de combustion moyen de 33.000 MWj/t, 3 ans de refroidissement) la composition isotopique est selon les évaluations du Service d'Electronique Nucléaire du Commissariat à l'Energie Atomique :

Pu 238	1.8 %
239	58.1 %
240	22.6 %
241	12.2 %
242	5.0 %

Radioélément

Élément chimique radioactif. En pratique ce terme est couramment utilisé pour désigner un radionucléide.

Un même radioélément peut, selon les cas, être d'origine naturelle ou artificielle (1).

Rayon alpha

Rayonnement composé des particules alpha ou hélions. Le rayonnement alpha est peu pénétrant (quelques centimètres dans l'air) mais très ionisant (environ 30 000 paires d'ions par centimètre de parcours dans l'air. (1)

Rayon bêta

Rayonnement composé de particules bêta (électrons ou positrons). Le rayonnement bêta est un peu plus pénétrant que le rayonnement alpha (quelques dizaines de centimètres dans l'air) mais est moins ionisant (environ 100 paires d'ions par centimètre de parcours dans l'air) (1).

Rayon gamma

Rayonnement composé de photons émis au cours d'un processus de transition nucléaire ou d'annihilation de particules. Le rayonnement gamma est beaucoup plus pénétrant que les rayonnements alpha ou bêta (1).

Réacteur nucléaire (à eau ordinaire sous pression)

Les réacteurs nucléaires de la filière dite à eau ordinaire sous pression (LWR) sont des réacteurs thermiques, c'est à dire, dans lesquels la réaction en chaîne est principalement entretenue par des neutrons thermiques, utilisant l'eau ordinaire comme modérateur pour ralentir les neutrons produits au cours de la fission jusqu'à des énergies thermiques ainsi que comme fluide caloporteur.

Cette filière comprend :

- les réacteurs à eau pressurisée (PWR)
- les réacteurs à eau bouillante (BWR).

Refroidissement

Terme désignant le processus qui consiste à stocker des matières radioactives, comme par exemple des éléments combustibles usés, de manière à permettre à la radioactivité de décroître (2).

Résidu

Un résidu est constitué par le déchet enrobé proprement dit et l'emballage primaire simple ou composite dans lequel ce déchet se trouve confiné.

Syn. Déchet conditionné.

Stockage (intermédiaire)

Par ext. Installation de stockage.

Un stockage intermédiaire est un dépôt de déchets conditionnés dans l'intention de, et de manière à, pouvoir les récupérer ultérieurement (2) en vue d'un stockage à long terme.

Stockage (à long terme)

Par ext. Installation de stockage

Stockage de très longue durée sans intention de récupération des déchets, tel que ses performances garantissent son innocuité vis-à-vis de l'homme à toute époque. Ce stockage aboutit à une élimination (3).

Transplutonien

Abrév. élément transplutonien.

Élément dont le numéro est supérieur à 94 et qui est situé au-delà du plutonium dans la classification périodique des éléments (1).

Transuranien

Abrév. élément transuranien

Élément dont le numéro atomique est supérieur à 92 et qui est situé au-delà de l'uranium dans la classification périodique des éléments. Les transuraniens n'existent pas dans la nature et sont produits artificiellement dans les réacteurs nucléaires ou les accélérateurs par exemple (1).

Traitement (du combustible irradié)

Procédé chimique dont l'objectif est l'extraction de l'uranium et du plutonium du combustible irradié afin de les réutiliser. Cette opération se traduit également par la séparation des matières radioactives qui constitueront les déchets (2).

Syn. retraitement du combustible.

Traitement (des déchets radioactifs)

Opérations, aboutissant à la concentration de radionucléides en un volume réduit et à une réduction correspondante de la radioactivité de la matière restante, ce qui permet de la rejeter ou de la recycler (2).

Références :

(1) Dictionnaire des Sciences et Techniques Nucléaires 3ème édition Eyrolles.

(2) Objectifs, Concepts et Stratégies en Matière de Gestion des Déchets Radioactifs résultant des programmes nucléaires de puissance AEN-OCDE Septembre 1977.

(3) Groupe Interministériel d'Evaluation de l'Environnement. Rapport du Groupe de travail "Evaluation des Options Techniques sur les Déchets Radioactifs" Janvier 1976.