

N° 1825

ASSEMBLÉE NATIONALE

CONSTITUTION DU 4 OCTOBRE 1958

DIXIÈME LÉGISLATURE

Enregistré à la Présidence de l'Assemblée nationale
le 19 décembre 1994.

N° 172

SÉNAT

PREMIÈRE SESSION ORDINAIRE DE 1994-1995

Annexe au procès-verbal de la séance du 19 décembre 1994

**OFFICE PARLEMENTAIRE D'ÉVALUATION
DES CHOIX SCIENTIFIQUES ET TECHNOLOGIQUES**

RAPPORT

sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires,

PAR M. CLAUDE BIRRAUX

Député

Déposé sur le Bureau de l'Assemblée nationale
par M. ROBERT GALLEY,
Vice-Président de l'Office.

Déposé sur le Bureau du Sénat
par M. JACQUES MOSSION,
Président de l'Office.

SAISINE DE L'OFFICE PARLEMENTAIRE

L'Office parlementaire d'Évaluation des Choix scientifiques et technologiques a été saisi en mai 1994 par le Bureau du Sénat et par le Bureau de l'Assemblée nationale d'une nouvelle étude sur « *le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires* ».

Lors de sa séance du 8 juin 1994, il a désigné comme rapporteur M. Claude BIRRAUX, député de Haute Savoie, et a décidé d'engager le programme d'études correspondant.

*S'il y a un bien et un mal, ce n'est pas dans la contradiction obligatoire du chaud et du froid, du jour et de la nuit, du concave et du convexe, du bon et du mauvais, qui est la loi inéluctable du dualisme. Le mal c'est l'ignorance. Le bien c'est la connaissance.
Le mal c'est le sommeil, le bien c'est l'éveil.*

Arnaud DESJARDINS

Chemins de Sagesse

AVANT-PROPOS

Sous les présidences respectives de MM. Philippe SEGUIN et René MONORY, les bureaux de l'Assemblée nationale et du Sénat ont confirmé la mission de l'Office parlementaire dans le domaine du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires.

Cette décision s'inscrit dans le droit fil du renforcement du rôle de contrôle exercé par le Parlement, souhaité par le Président de l'Assemblée nationale. En ce domaine l'Office parlementaire a fait montre d'imagination et d'un esprit d'avant-garde pour une mise en oeuvre originale de ce contrôle parlementaire.

Je remercie de leur confiance le président de notre Assemblée et son bureau, le président du Sénat et son bureau, le président de l'Office parlementaire, M. Jacques MOSSION, ainsi que tous ses membres.

La place et le rôle de l'Office parlementaire sont désormais bien établis et son « cercle d'influence » s'élargit. Après trois ans de lutte contre des rigidités insoupçonnées, je constate avec plaisir que la radioprotection se réorganise. L'OPRI nouveau est arrivé et le Bureau de radioprotection se met en place au Ministère de la Santé. Que d'énergie il a fallu dépenser ! Il fallut d'abord convaincre les Ministres — ce qui fut plutôt facile — puis leur administration — ce qui fut plus laborieux.

La partie est à moitié gagnée. Je rappelle que j'ai présenté en 1991 un ensemble cohérent de mesures de réorganisation de la radioprotection et qu'il s'agit de les mettre en oeuvre toutes ensemble pour redonner à l'État son autorité et lui permettre d'exercer ses responsabilités, dans le respect du fonctionnement normal des institutions et de l'administration.

Je tiens également à rappeler un principe de base, garant de l'autorité et de l'indépendance des organismes de contrôle et composante essentielle de la confiance du public : les responsables des organismes de contrôle ne doivent pas avoir été partie prenante dans les organismes de promotion du nucléaire. Il serait surprenant que les institutions relevant de l'autorité publique jugent bon de s'en abstraire, alors qu'au même moment on voit un exploitant prendre dans l'aéronautique son Inspecteur général pour la Sûreté nucléaire...

Le cercle d'influence s'élargit grâce à la participation de l'Office parlementaire et de son rapporteur, sous des formes diverses, à des conférences ou des séminaires, par exemple :

- la présidence de la table ronde de synthèse du séminaire franco-russe sur la gestion de crise (Paris, 19 mai 1994) ;
- la participation à la table ronde de synthèse des Journées sur « l'Optimisation de la Radioprotection des travailleurs dans les domaines électronucléaire, industriel et médical » organisées par la Société française de Radioprotection et le CEPN (La Rochelle, 21-22 septembre 1994) ;
- la présidence d'une table ronde au Forum international « Travail et Santé » organisé par le Ministère du Travail (Paris, 3-4 octobre 1994) ;
- la présentation d'une communication aux Assises européennes sur la Prévention des Risques et la Sécurité dans les Conditions de Vie et de Travail (La Rochelle, 17-21 octobre 1994) ;
- la présidence d'une table ronde lors du colloque « Rayonnement et Société : comment appréhender le Risque radiologique ? » organisé par l'AIEA et l'IPSN au Carrousel du Louvre (24-28 octobre 1994) ;
- la présidence du « Séminaire international sur l'Information des Parlementaires et autres Élus sur l'Énergie nucléaire », organisé par l'Agence pour l'Énergie nucléaire de l'OCDE (Prague, 28-30 novembre 1994).

Chacune de ces manifestations est pour moi l'occasion de réaffirmer les principes qui guident mon action : l'observation sur pièce et sur place, la transparence et l'indépendance de l'Office parlementaire. Ayant posé une fois pour toutes que la sûreté nucléaire n'est pas un enjeu de pouvoir, je tiens à préserver en toutes circonstances la liberté de parole, de jugement et d'action de notre Office.

Ce rapport pour 1994, consacré essentiellement au démantèlement des installations nucléaires et aux rejets d'effluents radioactifs, se situe à un tournant chronologique important. Alors que la question ne se posera dans toute son ampleur que dans le premier quart du siècle prochain, il est opportun d'examiner en amont la problématique du démantèlement, pour affiner les choix stratégiques qui devront être faits.

Il faut en effet profiter au maximum des quelques années qui nous séparent encore du « Grand chantier », ainsi que des opérations d'une certaine envergure qui sont prévues à plus brève échéance (Chooz-A, Brennilis, etc. sans oublier Marcoule), pour affûter les outils techniques mais surtout les méthodes d'analyse et de décision.

Mon programme d'études m'a conduit cette année en France sur les sites de Chinon et de Marcoule, à l'IPSN, et chez EDF au siège de l'Exploitation du Parc nucléaire et au DSRE (Département Sécurité - Radioprotection - Environnement).

J'ai eu la chance, grâce à l'action efficace de nos ambassades et de leurs services scientifiques ou nucléaires, de conduire des missions à l'étranger dont les enseignements m'ont été très profitables :

- au Royaume Uni, chez BRITISH NUCLEAR FUELS et AEA TECHNOLOGY (Sellafield) et chez NUCLEAR ELECTRIC (Barnwood et centrale d'Oldsbury) ;
- en République fédérale d'Allemagne, entre autres sur le site de Gundremmingen ;
- aux États-Unis, sur les sites de Hanford (Washington) et Fort St. Vrain (Colorado).

Ce ne sont pas moins de 20 jours complets d'enquête sur le terrain, d'auditions ou de conférences et quelques 140 personnes rencontrées ou contactées qui ont fourni la matière de mes réflexions. Mais ce n'est que la partie visible de l'iceberg de mon activité en la matière...

L'audition ouverte à la presse consacrée au démantèlement a vu une participation très forte (environ 100 personnes) et un intérêt soutenu des participants. Je remercie tous ceux qui viennent participer à ces auditions et enrichir le débat de leurs compétences. Je tiens à remercier en particulier le comité d'experts qui a accepté de m'assister dans mes travaux, et dont les conseils avisés me sont toujours précieux.

Je disais au début de cet avant-propos que dans le domaine du contrôle de l'exécutif par le Parlement, l'Office parlementaire avait été à l'avant-garde du combat. Ne figure-t-il pas en bonne place — mais comme en apensanteur — tout en haut du schéma d'organisation de la sûreté nucléaire en France, diffusé par la Direction de la Sûreté des Installations nucléaires ? Les auditions ouvertes à la presse comme les expertises indépendantes préconisées par le rapport SOUVIRON ne sont-elles pas la reprise pure et simple des propositions de l'Office parlementaire ?

Il en est de même pour la transparence, qui demeure le cheval de bataille permanent de l'Office, bien que des pans entiers du secret soient déjà largement abattus.

La constance et le temps sont les alliés naturels du rapporteur de l'Office, mais ils n'altèrent en rien sa pugnacité et sa détermination.

J'ai conscience, dans l'ambiance parlementaire parfois surréaliste d'aujourd'hui, de vivre une expérience unique et de réaliser cette forme suprême et rare d'accomplissement personnel et collectif : être un député qui a foi dans sa mission et dans la mission du Parlement, et qui a la certitude d'être utile.

TABLE DES MATIERES

PREMIERE PARTIE :	
LE DÉMANTELEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES	15
Chapitre I : Les enjeux stratégiques du démantèlement	17
A. Les enjeux pour l'exploitant : gérer des contraintes variées et multiformes.....	18
1. Gérer l'espace dans la durée	18
1.1 Les principes de base des stratégies de démantèlement	18
1.1.1 Les « niveaux » de l'AIEA.....	18
1.1.2 La démarche adoptée par les autorités américaines	20
1.2 Gérer un parc de production	22
1.2.1 La politique générale de démantèlement et la récupération du sol.....	22
1.2.2 Gestion du parc et gestion des sites	23
1.2.3 Lissage et dispersion des besoins en démantèlement	25
2. Gérer le risque résiduel de l'installation	26
2.1 Le risque résiduel	26
2.1.1 Estimation du risque résiduel	26
2.1.2 La dimension sociale du risque radiologique résiduel	28
2.2 Deux outils d'importance.....	29
2.2.1 La préservation de la mémoire de l'installation	29
2.2.2 Les principes traditionnels de l'optimisation radiologique	32
3. Gérer la contrainte réglementaire.....	33
3.1 Le contrôle de la sûreté et de la sécurité	33
3.1.1 La réglementation du démantèlement	33
3.1.2 Autour des règlements.....	35
3.2 Objectif Liberté !.....	37
3.2.1 La transformation en une nouvelle INB ou en ICPE	37
3.2.2 La libération de la contrainte administrative.....	37
B. Le marché du démantèlement : incertitudes et espoirs	39
1. Perspectives industrielles : « Un diamant gros comme le Ritz » ou « Les illusions perdues » ?	39
1.1 Estimation globale des perspectives industrielles	39
1.2 La difficulté d'établir des évaluations précises	40
1.2.1 La variabilité des échéanciers selon les différents pays	40
1.2.2 Les paramètres insaisissables des décisions de mise à l'arrêt.....	40
2. En France, des politiques industrielles encore floues	41
2.1 L'état des lieux	41
2.1.1 L'organisation actuelle des exploitants	41
2.1.2 L'organisation de certains industriels	43
2.2 Y a-t-il vraiment un marché du démantèlement ?	45

Chapitre II : Une faisabilité technique avérée, qui n'exclut pas la recherche de progrès supplémentaires	47
A. La faisabilité technique du démantèlement ne peut guère être contestée	48
1. Une expérience internationale étendue et partagée.....	48
1.1 Le démantèlement dans le monde : présentation générale	49
1.1.1 L'impossibilité d'avoir une vision globale du démantèlement	49
1.1.2 Quelques exemples de réacteurs.....	50
1.1.3 Quelques exemples d'usines et laboratoires	53
1.2 Le partage international de l'expérience acquise	56
1.2.1 L'implication de l'AIEA : un intérêt soutenu pour des méthodes traditionnelles	56
1.2.2 L'AEN-OCDE, un indispensable forum d'échanges.....	56
1.2.3 Les autres forums internationaux	59
2. Quelques expériences vécues à l'étranger	59
2.1 La centrale KRB-A de Gundremmingen (Allemagne)	59
2.1.1 Le contexte du démantèlement	59
2.1.2 Les opérations de démantèlement	60
2.2 Quelques installations de l'UKAEA à Windscale (Royaume Uni).....	61
2.2.1 Le réacteur AGR	61
2.2.2 Les cheminées des piles de production du plutonium.....	62
2.3 Le démantèlement chez BNFL à Sellafield (Royaume Uni)	63
2.4 Les « installations excédentaires » au centre de Hanford (Washington).....	64
2.4.1 Le site de Hanford	64
2.4.2 Activités passées et présentes à Hanford.....	64
2.4.3 Le Programme des installations « excédentaires »	67
2.4.4 Le Grand Projet de « démantèlement »	68
2.5 La centrale de Fort St. Vrain (Colorado, États-Unis)	73
2.5.1 Un prototype malchanceux.....	73
2.5.2 Une brève description du réacteur	74
2.5.3 La définition de la stratégie de démantèlement et le déroulement des processus réglementaires.....	76
2.5.4 La mise en oeuvre du démantèlement	79
2.5.5 Quelques considérations complémentaires.....	82
3. Des exploitants français déjà sur la brèche.....	84
3.1 Les opérations de démantèlement réalisées ou en cours à EDF	84
3.1.1 Chinon A-1.....	84
3.1.2 Chinon A-2.....	84
3.1.3 Chinon A-3.....	91
3.1.4 La centrale des Monts d'Arrée	92
3.1.5 La centrale de Chooz-A (Ardennes)	93
3.2 Le démantèlement à la Cogema	95
3.3 Le démantèlement des installations du CEA	99
3.3.1 Présentation générale des installations arrêtées	99
3.3.2 Le schéma directeur de démantèlement	99
3.3.3 Le démantèlement de G-2 et G-3	100
3.3.4 Le four de fusion de Marcoule : réussites et problèmes	103
B. Le démantèlement face au progrès scientifique et technique : questions autour de la recherche et développement	105
1. Les champs de la recherche et développement.....	105
1.1 Le rôle central de l'Union européenne.....	105
1.1.1 Le cadre d'action général	105
1.1.2 Objectifs et réalisations du 3ème programme communautaire de R&D (1989-1994).....	106
1.1.3 La diffusion de l'information	108
1.1.4 L'évaluation du 3ème programme communautaire de R&D.....	109

1.1.5 L'avenir des programmes communautaires de R&D	111
1.2 Considérations sur les techniques de démantèlement : acquis et progrès souhaitables	111
1.2.1 Mesures de radioactivité	111
1.2.2 Décontamination	112
1.2.3 Découpe	112
1.2.4 Téléopération	112
1.2.5 Traitement et conditionnement des déchets	113
1.2.6 Protection du personnel et des chantiers.....	114
2. Interrogations pour une stratégie de R&D	115
2.1 L'équilibre délicat entre recherche amont et recherche pilotée par l'aval	115
2.2 L'intégration nécessaire des impératifs du démantèlement dans la conception des installations	116
C. La gestion des déchets de faible activité issus du démantèlement reste aujourd'hui une inconnue majeure	120
1. Des estimations relativement convergentes sur le volume des déchets issus du démantèlement.....	120
1.1 Les estimations générales.....	120
1.1.1 Brève description des déchets issus du démantèlement.....	120
1.1.2 Les estimations américaines	121
1.1.3 Les estimations comparées de l'AEN-OCDE.....	124
1.2 Quelques cas particuliers.....	125
1.2.1 Le démantèlement de Fort St. Vrain	125
1.2.2 Les estimations relatives aux exploitants français.....	125
2. Des appréciations sensiblement divergentes sur le devenir des déchets issus du démantèlement	126
2.1 Les déchets de faible activité : une question toujours aussi passionnée	126
2.1.1 Les travaux de l'Office parlementaire en 1991-1992	126
2.1.2 Mon expérience en 1994	128
2.2 Un processus de décision toujours en panne.....	129
2.2.1 Les paradoxes juridiques.....	129
2.2.2 L'intervention du Conseil supérieur de la Sécurité et de l'Information nucléaires	133
2.2.3 Les initiatives de la DSIN	135
2.2.4 Pour une Conférence nationale sur les déchets de faible activité	136
Chapitre III : Coût et financement du démantèlement : clarté et zones d'ombre.....	137
A. Les estimations des coûts du démantèlement semblent raisonnables mais gagneraient à être mieux justifiées	138
1. Un panorama international : des résultats plutôt satisfaisants mais une maturité encore insuffisante.....	138
1.1 Une très grande variabilité entre les diverses estimations nationales	138
1.1.1 Aux États-Unis : « estimations de référence » et évaluations privées	138
1.1.2 Au Royaume Uni : le démantèlement face à la privatisation	143
1.1.3 Une évaluation de l'UNIPÉDE	147
1.2 Des tentatives d'explication infructueuses	148
1.2.1 Les points de consensus	148
1.2.2 Des facteurs de variation bien visibles mais toujours insaisissables.....	149
1.3 Quelle crédibilité pour les estimations de coût ?	152
1.3.1 Acquis et limites des méthodes d'estimation des coûts.....	152
1.3.2 Pour une meilleure crédibilité des évaluations financières.....	161
2. La problématique des coûts en France.....	162
2.1 Le coût du démantèlement des installations du CEA	162
2.1.1 Une vision générale des coûts de démantèlement	162
2.1.2 Les cas de Rapsodie et d'AT-1.....	164

2.2 Les estimations du coût de démantèlement du parc électronucléaire français.....	166
2.2.1 Les travaux de la Commission PEON et leur suite.....	166
2.2.2 Coût futur et coût actuel.....	168
B. Le financement des coûts du démantèlement : des dispositifs variés pour des problèmes similaires.....	171
1. Des solutions variées pour les mécanismes de constitution des fonds	171
1.1 L'utilisation de fonds externes	172
1.1.1 Les systèmes de fonds placés sous la tutelle du gouvernement.....	172
1.1.2 Les systèmes de fonds gérés par les exploitants	173
1.2 L'utilisation de provisions	175
1.2.1 Le bilan de l'entreprise.....	175
1.2.2. Les provisions comptables : une notion difficile à appréhender	177
1.2.3 Les provisions pour démantèlement à EDF	178
1.2.4 L'évolution récente du financement du démantèlement au CEA.....	180
1.3 Le cas des centrales prématurément arrêtées	180
2. Des problèmes similaires relatifs à la garantie de disponibilité des fonds.....	181
2.1 Les sommes couvrant le coût du démantèlement ne risquent-elles pas de disparaître ?.....	181
2.1.1 Les fonds externes sont exposés aux risques des marchés financiers.....	181
2.1.2 Les fonds internes ou les provisions sont liés à la santé de l'entreprise	183
2.2 Les mécanismes de financement permettront-ils de couvrir les dépenses courantes de démantèlement ?.....	186

DEUXIÈME PARTIE :

LES EFFLUENTS RADIOACTIFS DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES.....189

Chapitre unique : les effluents radioactifs des centrales nucléaires.....191

A. Les effluents radioactifs sous la tutelle des autorités	192
1. Les effluents radioactifs des centrales : pourquoi et comment ?.....	192
1.1 Origine et nature des effluents (radioactifs et classiques).....	192
1.1.1 Les radionucléides présents dans les effluents radioactifs.....	192
1.1.2 Les corps chimiques associés aux effluents radioactifs.....	193
1.2 La production et le devenir des effluents	194
1.2.1 Quand un réacteur produit-il des effluents ?	194
1.2.2 Le traitement et le rejet des effluents.....	196
1.2.3 En définitive, quels sont les rejets radioactifs ?	198
2. Un encadrement réglementaire très strict.....	200
2.1 Les fondements juridiques	200
2.2 La procédure de délivrance de l'autorisation de rejets.....	200
2.2.1 Le régime des décrets de 1974	200
2.2.2 Indications sur le régime futur des autorisations	202
2.3 Le contenu des autorisations.....	203
2.3.1 Les limites de rejets autorisés	203
2.3.2 Les conditions de rejets autorisés et le contrôle	205
B. Des progrès remarquables ces dernières années, qui n'empêchent pas la persistance d'interrogations ou de polémiques	207
1. Une diminution spectaculaire des rejets des centrales EDF	207
1.1 Un exploitant organisé et mobilisé	207
1.1.1 L'organisation mise en place pour maîtriser la production des effluents	207
1.1.2 Un exploitant qui a su mobiliser ses troupes.....	209
1.2 Des performances très sensiblement améliorées	211
1.2.1 Les résultats en matière de rejets radioactifs de centrales nucléaires	211
1.2.2 Des comparaisons internationales difficiles mais satisfaisantes	211
2. La persistance des interrogations ou des polémiques autour des rejets	213

2.1 L'impact contesté des rejets radioactifs sur l'environnement et la santé	213
2.1.1 L'examen détaillé de l'état de l'environnement : les bilans radioécologiques.....	213
2.1.2 Le « suivi radioécologique des centrales nucléaires françaises » de 1992	214
2.1.3 La modélisation de l'impact des rejets radioactifs	215
2.1.4 Quelques évaluations chiffrées.....	218
2.2 Faut-il abaisser les limites autorisées pour les rejets ?	221
2.2.1 Logique d'abaissement, logique d'affrontement	221
2.2.2 Une logique d'efficacité.....	222
RECOMMANDATIONS	225
EXAMEN ET ADOPTION DU RAPPORT PAR L'OFFICE PARLEMENTAIRE	229
PERSONNALITÉS RENCONTRÉES OU CONTACTÉES	231
ANNEXES	237
AUDITION OUVERTE A LA PRESSE SUR - LE DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES -	271

**LE DÉMANTÈLEMENT
DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES**

CHAPITRE I

LES ENJEUX STRATEGIQUES DU DEMANTELEMENT

Démanteler : pour quoi faire ?

La question peut paraître trop provocante... elle doit cependant être posée. Quelles peuvent être les raisons qui amèneraient un exploitant à engager des dépenses — somme toute conséquentes — qui par nature et par définition sont des dépenses totalement improductives ?

Force est de reconnaître que les facteurs de motivation sont minimes. Il est plus facile à un exploitant de mobiliser ses troupes sur un objectif de production ou sur un objectif de recherche que sur un objectif de démolition ⁽¹⁾. En termes de management de l'entreprise le processus de motivation autour du démantèlement ne peut que reposer sur des messages dérivés.

Le plus fort de ces messages touche bien sûr à la sécurité des populations et la préservation de l'environnement, dans le respect des règles édictées par les autorités administratives.

C'est un réseau serré de contraintes parfois contradictoires que doit maîtriser l'exploitant au mieux de ses intérêts. Ces contraintes ont également pour effet de l'amener à composer avec l'intérêt d'autres acteurs, qui ont leur logique et leurs objectifs propres. Les choix stratégiques doivent en tenir compte. A cet égard j'ai pu constater au cours de mes missions à l'étranger que les paramètres de la décision ne sont ni figés, ni identiques, ni univoques.

Dépenses improductives ? Voire... Suppression des risques ? est-ce si sûr ? Enjeu industriel majeur ? qui peut le dire ?

¹ ou de « déshabillage et déconstruction » selon l'expression employée par M. STRICKER lors de l'audition du 17 novembre 1994.

A. LES ENJEUX POUR L'EXPLOITANT : GERER DES CONTRAINTES VARIEES ET MULTIFORMES

1. GERER L'ESPACE DANS LA DUREE

Point n'est besoin d'être un familier d'EINSTEIN pour saisir combien le lien est étroit entre la gestion de l'espace par l'exploitant et la gestion du temps qui passe. Dans des pays aussi densément peuplés que les pays européens, la dissémination à titre permanent d'installations nucléaires définitivement arrêtées sur le territoire national ne peut être considérée comme une solution totalement optimale.

1.1 Les principes de base des stratégies de démantèlement

1.1.1 Les « niveaux » de l'AIEA

L'approche des stratégies de démantèlement proposée par l'AIEA est la plus communément acceptée — ce qui est normal puisque l'AIEA traduit dans les faits un certain consensus international. L'Agence a déterminé 3 niveaux correspondant dans une certaine mesure au risque présenté par l'installation à l'arrêt.

Par « niveau » on entend un ensemble déterminé de conditions de l'installation. Cette expression n'implique pas nécessairement que les différents niveaux doivent se succéder dans un ordre déterminé ou que tous doivent être réalisés successivement. Notons d'emblée que l'on considère que le combustible et les matières radioactives non liées ont été enlevées au préalable, ainsi que les déchets radioactifs produits dans les conditions normales d'exploitation. Chacun des niveaux AIEA peut être caractérisé par l'état de l'installation et la nature du contrôle que celle-ci nécessite :

a. niveau 1 (« fermeture sous surveillance ») :

- état de l'installation : pour les réacteurs, on laisse la première barrière contre la contamination telle qu'elle était pendant l'exploitation, mais les dispositifs mécaniques d'ouverture sont bloqués et scellés (vannes, bouchons...); le bâtiment réacteur est maintenu dans un état adapté au danger potentiel qui subsiste ; l'accès au bâtiment réacteur est limité et le personnel qui y pénètre fait l'objet d'une surveillance radiologique (exposition externe et exposition interne) ; pour les installations du cycle du combustible, certains des dispositifs mécaniques d'exploitation peuvent être conservés pour servir aux travaux ultérieurs ;
- étendue du contrôle : l'installation est maintenue sous surveillance continue : les équipements nécessaires pour mesurer la radioactivité tant à l'intérieur que dans la zone avoisinante sont maintenus en état de marche et utilisés, s'il y a lieu, en conformité avec les prescriptions réglementaires en vigueur ; des inspections systématiques sont réalisées afin de vérifier que l'installation reste dans un état satisfaisant.

b. niveau 2 (« libération partielle et conditionnelle du site ») :

- état de l'installation : dans le cas des réacteurs les volumes contaminés qu'il est nécessaire de confiner sont réduits à leur taille minimale (toutes les parties facilement démontables sont retirées et le reste de la barrière est scellé) ; le scellement de la barrière est renforcé par des moyens matériels et la protection biologique est étendue si nécessaire, de façon à entourer complètement la barrière ; une fois la contamination ramenée à des niveaux admissibles, le bâtiment réacteur et le circuit de ventilation peuvent être modifiés ou enlevés s'ils ne jouent plus aucun rôle dans la sûreté radiologique ; selon le démontage ou les décontaminations effectuées, on peut autoriser l'accès au bâtiment réacteur ; les parties non radioactives de l'installation (bâtiments ou équipements) peuvent être reconverties à d'autres fins ; pour les installations liées au cycle du combustible, certains équipements radioactifs peuvent être enlevés dès cette étape ;
- étendue du contrôle : la surveillance exercée sur l'installation peut devenir plus restreinte et intermittente, mais il est souhaitable de continuer à procéder périodiquement à des vérifications ponctuelles et à surveiller l'environnement ;

c. niveau 3 (« libération totale et inconditionnelle du site ») :

- état de l'installation : le démantèlement est alors total, puisque l'on retire les matériaux, équipements et parties de l'installation dont le niveau de radioactivité reste significatif malgré les opérations de décontamination ;
- étendue du contrôle : toute surveillance, inspection ou vérification devient inutile ; s'il n'est pas réutilisé directement, le site est libéré sans restriction d'accès imputable à la radioactivité résiduelle.

Cette classification paraît claire et sans ambiguïté. Je m'interroge pourtant sur sa pertinence réelle. En effet la façon dont sont caractérisés l'état de l'installation et les opérations qui y sont effectuées n'est pas exempte d'un certain flou. Les niveaux 1 et 3 ne posent pas de problème : pour le premier il s'agit simplement de « bien serrer les robinets » une fois que l'installation est arrêtée et les matières radioactives évacuées ; pour le second il existe un critère technico-administratif net qui est l'accès sans restriction à l'ensemble du site.

C'est pour le niveau 2 que la situation est moins claire. C'est un peu normal puisqu'il s'agit justement de l'étape intermédiaire. L'expérience montre que la nature et le degré de libération (partielle) du site ne sont pas vraiment bien définis. J'en veux pour preuve les hésitations qui entourent la qualification de l'état de Chinon A-1 : mes interlocuteurs m'ont plusieurs fois parlé de « niveau 1 renforcé » qui pourrait pratiquement être assimilé à un niveau 2. Mêmes appréciations en ce qui concerne Chinon A-2 et Chooz-A.

Sur un autre plan, je souhaite également que l'on cesse de faire croire que le niveau 3 est synonyme de « retour à la prairie » (théorie du *greenfield*). La dissémination

de schémas montrant des bâtiments rasés au niveau du sol, ou même de verts pâturages, sous le titre de « niveau 3 » est une supercherie intellectuelle irritante. Le niveau 3 d'un démantèlement implique seulement et uniquement que l'on n'ait pas besoin d'imposer de restriction pour accéder à l'emplacement de « feu l'installation nucléaire ». Il n'implique nullement une hypothétique démolition des bâtiments, qui serait d'ailleurs parfois inutile.

Cependant la politique adoptée par EDF considère que le niveau 3 correspond à la démolition complète des structures jusqu'à 1 m de profondeur dans le sol.

Qu'attend-on en fait de cette classification de l'AIEA ? S'il s'agit d'avoir une typologie précise destinée à guider les exploitants dans leur démarche, elle est à l'évidence insuffisante et inadaptée. S'il s'agit de définir un outil de communication qui soit au démantèlement ce que l'échelle INES des événements est à la sûreté, il y a à coup sûr un défaut important de conception.

En définitive, je suis obligé de constater que la classification AIEA en trois niveaux n'est pas directement opératoire pour l'exploitant, ni directement utilisable pour communiquer avec le public. Je me suis d'ailleurs laissé dire lors de la mission que j'ai conduite au Royaume Uni que cette classification "devait" être révisée bientôt. Cependant je n'ai pas bien saisi le sens exact que mes interlocuteurs ont donné au verbe « devoir » : voulaient-ils dire qu'il est nécessaire de la réviser ? voulaient-ils dire plutôt qu'il se peut qu'elle soit bientôt révisée ? Nous le saurons bien assez tôt...

1.1.2 La démarche adoptée par les autorités américaines

Autant le système américain ne me paraît généralement pas un modèle à imiter les yeux fermés, autant la démarche qui a été adoptée par la NRC dans sa règle de démantèlement me paraît séduisante dans ses principes.

A l'approche statique et figée proposée par l'AIEA avec ses 3 niveaux de démantèlement, les Américains ont préféré une approche dynamique et évolutive fondée sur la définition de 3 processus : DECON, SAFSTOR et ENTOMB. Rassurons-nous tout de suite : ces deux méthodes ne sont évidemment pas totalement incompatibles ! Mais l'approche américaine offre l'avantage de coupler l'état de l'installation et le calendrier des opérations.

Les stratégies DECON, SAFSTOR et ENTOMB ne sont pas incluses en tant que telles dans la réglementation. Elles y sont « annexées » de façon semi-formelle. Les seules obligations réglementaires relatives aux stratégies de démantèlement sont les suivantes ⁽²⁾ :

— pour un producteur d'électricité, une stratégie de démantèlement est réputée acceptable si elle conduit à achever les opérations dans un délai de 60 ans ⁽³⁾ ;

² *Code of Federal Regulations*, 10 CFR 50.82.

³ Dans le silence de la réglementation, la lecture des autres dispositions du texte incite à penser que le délai court à partir de la cessation définitive d'exploitation.

- pour un autre exploitant, une stratégie de démantèlement est réputée acceptable si elle conduit à achever les opérations sans délai significatif ;
- dans les deux cas, il pourra être donné suite par la Commission à une stratégie qui envisage de dépasser le délai de 60 ans si cela apparaît nécessaire pour protéger la santé et la sécurité publiques ; les facteurs à considérer dans cette évaluation incluent : 1/ l'indisponibilité de toute capacité d'élimination des déchets ; 2/ des facteurs spécifiques à chaque site, affectant la capacité de l'exploitant de procéder de façon sûre au démantèlement, comme la présence d'autres installations nucléaires sur le site.

Les 3 options « officielles » ont été analysées dans le *Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities* (NUREG-0586, version finale : août 1988). Elles étaient également présentées dans les « Informations supplémentaires » annexées à chaque projet de règle publié pour commentaire public. Elles ont enfin été discutées dans les « Informations supplémentaires » de la règle définitive ⁽⁴⁾.

1. La stratégie DECON est l'option dans laquelle les équipements, les structures et les zones de l'installation et du site contenant des contaminants radioactifs sont évacués ou décontaminés à un niveau qui autorise la libération sans restriction de l'installation dans le plus bref délai après la cessation définitive d'exploitation. Ce délai est estimé à environ 6 ans pour un réacteur électrogène de taille industrielle.

2. La stratégie SAFSTOR est l'option dans laquelle : 1/ l'installation est placée (phase de préparation) et maintenue (phase de surveillance) dans un état qui autorise son stockage sûr ; 2/ l'installation est ensuite décontaminée à des niveaux qui autorisent la libération sans restriction du site. Cette option consiste en une courte période de préparation (jusqu'à 2 ans après l'arrêt définitif), une période de sécurité, surveillance et maintenance (jusqu'à un peu moins de 60 ans après l'arrêt, sauf dérogation spéciale) et une courte période de décontamination finale. La stratégie SAFSTOR peut se décliner de plusieurs façons :

- SAFSTOR « surveillance » : le nettoyage et la décontamination dans la première phase sont réduits, les systèmes de protection active sont gardés en fonctionnement (principalement les ventilations) ; la surveillance du site par les personnels d'exploitation et de sécurité est permanente pour réaliser la surveillance radiologique et la maintenance des équipements et prévenir une intrusion humaine accidentelle ou délibérée ;
- SAFSTOR « passif » : l'effort de nettoyage et décontamination initial est suffisant pour permettre l'arrêt des systèmes de ventilation ; l'accès aux structures et bâtiments est physiquement interdit et la prévention des intrusions peut reposer sur une surveillance à distance ; une surveillance et une maintenance périodiques de l'intégrité des structures sont nécessaires ;

⁴ *Federal Register*, Vol.53 n°123, 27 juin 1988, Rules and Regulations, p. 24018.

- SAFSTOR « renforcé » : cette variante suppose un nettoyage et une décontamination intensifs et la construction de barrières autour des zones contenant des quantités significatives de radioactivité ; ces barrières sont suffisantes pour empêcher toute intrusion accidentelle et rendre très difficile toute intrusion intentionnelle ; les exigences en matière de surveillance sont limitées à la détection des atteintes aux barrières, à la maintenance des structures et à des vérifications peu fréquentes.

3. La stratégie ENTOMB est l'option dans laquelle les contaminants radioactifs sont enfermés dans un matériau structurellement stable comme le béton ; la structure ensevelie est soumise à une maintenance adéquate et une surveillance continue est assurée jusqu'à ce que la décroissance radioactive autorise la libération du site sans restriction. La constante de temps de la stratégie ENTOMB est de l'ordre de 100 ans. Cependant, comme les réacteurs, les installations de retraitement, les installations de stockage du combustible, etc. renferment des radionucléides dont le période excède souvent 100 ans, cette stratégie leur est inapplicable.

La démarche américaine semble donc opportunément pragmatique et opératoire puisqu'elle décrit des processus précis de démantèlement. Elle satisfait en revanche difficilement à la doctrine française en matière de sûreté nucléaire car elle me semble trop directement normative ; elle échappe ainsi dans une certaine mesure à cette logique du dialogue et de la confrontation qui fonde le système français de contrôle de la sûreté.

1.2 Gérer un parc de production

S'il ne veut pas disparaître avec ses installations nucléaires arrêtées puis démantelées, l'exploitant doit normalement adopter une politique globale de renouvellement de son appareil de production. Ceci s'applique bien sûr au producteur d'électricité mais aussi au producteur de savoir qu'est un organisme de recherche.

Au demeurant il n'est pas nécessaire que le renouvellement de l'appareil de production conserve l'outil nucléaire : l'électricien pourrait envisager de se reconvertir vers l'utilisation des combustibles fossiles, comme le savant pourrait délaisser la recherche nucléaire au profit de la recherche technologique en général. Le premier cas est illustré par mon expérience à Fort St. Vrain, le second par la visite de centre de recherche KFK de Karlsruhe, ou celle d'AEA TECHNOLOGY l'an passé.

Dans une communication présentée lors du séminaire international organisé par l'AEN à Paris en octobre 1991 ⁽⁵⁾, MM. KNOCKAERT, CAMPANI, BETSCH et GATINEAU ont exposé les réflexions d'EDF sur la question.

1.2.1 La politique générale de démantèlement et la récupération du sol

La politique de démantèlement sera tournée vers la réutilisation aussi poussée que possible de l'espace, aussi bien socio-économique (impact sur l'emploi local, les marchés, les revenus fiscaux...) que matériel (terrains, infrastructures environnantes :

⁵ AEN-OCDE, *Politiques de déclassement des installations nucléaires*, OCDE, Paris, 1992.

lignes de transport, voies de communication, équipements collectifs...). Le but est de pouvoir continuer d'assurer à la fois la production d'électricité par EDF et l'activité industrielle induite pour le tissu environnant.

Les décisions de démantèlement de tout ou partie d'une installation se font donc en considérant un ensemble de paramètres technico-économiques :

- installations dont le confinement sûr ne peut être garanti au-delà de quelques années : le démantèlement est inéluctable à court terme, en dehors de toute considération économique ; il s'agit par exemple des installations de manutention du combustible, des petits circuits annexes, etc. ;
- installations ou parties d'installations dont le démantèlement différé semble souhaitable pour bénéficier de la réduction de radioactivité et du progrès des techniques : réacteurs ;
- installations où le choix entre démantèlement immédiat et démantèlement différé relève de considérations purement économiques : circuits principaux, échangeurs ;
- installations comportant des radionucléides à vie longue, qui par conséquent seront toujours considérés comme des déchets radioactifs : le démantèlement de ces installations devra être réalisé dès qu'une possibilité d'élimination des radionucléides incriminés sera offerte.

Dans le cas des centrales RBP standardisées, EDF retient comme scénario de base après l'arrêt le calendrier suivant :

- un an pour les opérations de mise à l'arrêt (refroidissement du combustible, évacuation...)
- 4 à 5 ans pour les travaux conduisant à un état assimilable au niveau 2 de l'AIEA, ne laissant subsister en tout état de cause que le bâtiment réacteur ;
- une période d'attente d'une cinquantaine d'années ;
- quelques années de travaux pour parvenir au niveau 3 de l'AIEA.

Ceci implique, pour ce qui est de la récupération des sols, que : 1/ il est possible de construire une nouvelle installation 5 ans environ après la mise à l'arrêt en incluant le vieux bâtiment réacteur, à surveiller pendant 50 ans, dans le nouvel ensemble ; 2/ le terrain est entièrement disponible environ 60 ans après la mise à l'arrêt.

1.2.2 Gestion du parc et gestion des sites

1. Problématique de la gestion des sites. *"Il n'est pas question [...] de reconstruire un parc nucléaire sur une vingtaine de sites totalement nouveaux, car sur le territoire national on ne les trouvera plus. Autrement dit, il faut gérer le problème de la libération des sites et de la reconstruction du parc nucléaire d'une façon plus*

intelligente. Il faut que nous ayons une politique de renouvellement du parc qui bénéficie au maximum de la réutilisation des sites existants."

"Si l'on veut aussi ne pas interrompre la production d'électricité, il faut que l'on profite de l'emprise foncière qui reste disponible sur l'ensemble des sites EDF — elle n'est pas négligeable — pour construire en temps masqué, pendant la période d'exploitation, de nouvelles tranches qui prendront le relais des premières que l'on arrêtera. Ensuite, il faut pouvoir démanteler celles que l'on aura arrêtées pour pouvoir assurer la continuité."

En s'exprimant ainsi lors de l'audition du 17 novembre dernier, M. ASTOLFI (Direction de l'Équipement) brosse la problématique complète de la question.

Si l'on observe la vie complète d'une tranche nucléaire, on voit que sa chronologie comporte les étapes suivantes : 5 ans pour l'ouverture d'un nouveau site, jusqu'au premier engagement de construction ; 6 ans pour la construction ⁽⁶⁾ ; 30 à 40 ans pour le fonctionnement ; une cinquantaine d'années pour les premiers travaux de démantèlement et la désactivation radiologique ; quelques années pour le démantèlement final.

Ainsi il apparaît qu'il y a une correspondance — certes approximative mais réelle — entre la phase de construction-exploitation et la phase de désactivation-déconstruction.

2. Modèles de gestion des sites. Un premier modèle consiste à utiliser au maximum les sites en les saturant puis à les fermer définitivement quand les tranches qui les équipent arrivent en fin de vie active. Les nouvelles unités nécessaires pour assurer la continuité de la production nationale sont alors construites sur de nouveaux emplacements.

Un deuxième modèle est caractérisé par une utilisation plus étalée de l'espace disponible. Les sites sont ouverts et gérés de sorte que chacun ait toujours une ou plusieurs tranches en fonctionnement, les autres étant soit en construction, soit en désactivation, soit en démantèlement. Cette approche résulte de la constatation mentionnée plus haut de l'équivalence de la construction-exploitation et de la désactivation-déconstruction. Elle implique que :

- il est nécessaire d'espacer suffisamment les engagements de construction sur un même site ;
- il ne faut pas saturer les sites rapidement après leur ouverture.

L'examen comparatif de ces deux modèles doit se faire au regard du contexte général qui encadre la production d'électricité, à savoir le fait que :

- la France est un pays industrialisé dont l'expansion économique n'entraîne plus une forte augmentation des besoins en énergie ;

⁶ Durée allongée pour les réacteurs les plus récemment mis en chantier...

- la France possède une infrastructure stable, c'est-à-dire que les milieux socio-économiques sont implantés sur tout le territoire et les réseaux de transferts d'énergie sont réalisés ;
- les possibilités offertes pour l'implantation de nouveaux sites sont désormais limitées.

La première solution offre l'avantage de permettre l'utilisation de sites de petites dimension. Elle présente cependant des inconvénients dirimants : 1/ nécessité d'un grand nombre d'emplacements potentiels ; 2/ discontinuités socio-économiques importantes ; 3/ discontinuités importantes également pour l'alimentation du réseau ; 4/ nécessité de maintenir des structures spéciales pour la surveillance et la maintenance des installations arrêtées ; 5/ perte totale des investissements de plate-forme.

Le deuxième modèle de gestion des sites semble mieux adapté au contexte français. Il permet en effet de : 1/ n'ouvrir qu'un nombre limité de sites ; 2/ retenir les emplacements les plus judicieux ; 3/ réutiliser et stabiliser l'infrastructure de transport haute tension ; 4/ stabiliser le contexte socio-économique local ; 5/ récupérer une grande partie de la valeur des investissements de plate-forme. En revanche il nécessite d'avoir à disposition des sites de grande taille et de faire supporter aux exploitants des activités permanentes autres que celles de la production d'énergie.

1.2.3 Lissage et dispersion des besoins en démantèlement

La politique d'EDF vise à mettre en oeuvre progressivement ce deuxième modèle. Si le nombre et la dimension des sites sont suffisants pour autoriser en permanence le cycle « construction-exploitation » / « désactivation-déconstruction », le parc aura atteint sa dimension d'équilibre. La combinaison des critères de nombre, taille et âge des sites permet alors de définir la notion de « parc-cible ».

Il existe bien entendu un certain nombre de paramètres qu'EDF ne maîtrise pas totalement, à commencer par la demande future en électricité qui conditionne les besoins en tranches nouvelles. En revanche la durée de vie des réacteurs et l'utilisation raisonnée de l'augmentation unitaire de leur puissance (passage au palier 1450 MW) sont plus aisément gérables.

Afin d'aboutir à une utilisation optimale de ses ressources en espace et équipements lourds (réseau de distribution haute tension...), EDF sera donc amenée à pratiquer un lissage temporel et une dispersion géographique des programmes de démantèlement. Il n'est pas question en effet de reproduire à l'identique le schéma de construction du parc. L'enjeu est de transformer progressivement un parc installé rapidement, où les sites ont souvent été remplis dans un laps de temps assez bref, en un autre qui reflète mieux les caractéristiques du deuxième modèle exposé plus haut.

Certains sites auront certainement des difficultés à être intégrés à ce schéma de lissage et dispersion : M. ASTOLFI signalait par exemple à l'audition du 17 novembre le cas de Tricastin, étroit et enclavé dans le site de la COGEMA. Il n'est pas du tout évident qu'il puisse être réutilisé facilement.

Dans cette gestion de transition, on voit toute l'importance de la maîtrise de la durée de vie des installations. Accroître cette durée de vie potentielle permet certes de prolonger l'existence utile des réacteurs actuels ; mais on peut également moduler la marge de manoeuvre ainsi obtenue afin de « désaturer » progressivement les sites. Incidemment cela permettra aussi de lisser dans le temps les besoins de financement découlant de l'obligation de remplacer les réacteurs anciens.

Cependant je m'interroge depuis quelque temps sur l'éventualité d'une « déstandardisation » progressive du parc sous l'effet de cette gestion d'équilibre. Notons à cet égard que remplacer — à l'équilibre — une cinquantaine de réacteurs dont la durée de construction-exploitation est justement de l'ordre de 50 ans implique de commander en moyenne 1 réacteur par an. N'existe-t-il pas un risque préjudiciable de diminution des séries ? On a vu déjà le palier 1300 MW limité à 20 unités pour 34 au palier 900 MW, mais surtout 4 tranches à peine du palier N4 (1450 MW) sont en construction alors que l'on travaille à la mise au point du réacteur franco-allemand EPR destiné à prendre la relève au siècle prochain.

Il serait regrettable que la standardisation, un des piliers majeurs du programme nucléaire national, facteur de sûreté et de compétitivité, puisse être fragilisée.

2. GERER LE RISQUE RESIDUEL DE L'INSTALLATION

2.1 Le risque résiduel

Pour être à l'arrêt une installation nucléaire n'en est pas moins dangereuse. A ce titre, l'exploitant ne peut prétendre échapper à ses obligations du fait de la fermeture définitive de son installation. Il reste responsable de ses inconvénients, nuisances ou dangers, et c'est à lui de prendre les mesures nécessaires pour les prévenir.

2.1.1 Estimation du risque résiduel

Le risque résiduel peut être caractérisé par sa nature et ses cibles :

- interventions industrielles sur des systèmes radioactifs, les opérations de démantèlement relèvent à la fois des risques classiques et radiologiques ; ces risques persistent également après un démantèlement partiel ;
- parmi les cibles, il est très vraisemblable que le public et l'environnement sont les moins susceptibles d'être affectés, de façon quasi certaine pour les risques classiques (pendant les opérations et après un démantèlement partiel), de façon probable pour les risques radiologiques ; en revanche la cible principale est bien entendu les travailleurs.

Plusieurs de mes interlocuteurs m'ont indiqué qu'à leurs yeux l'exploitant avait souvent tendance à négliger quelque peu le risque classique, en considérant de surcroît que l'installation à l'arrêt ne présente plus vraiment de danger. On doit effectivement reconnaître qu'une fois le combustible enlevé d'un réacteur le risque d'accident radiologique grave est singulièrement réduit. Cependant la vigilance doit rester de mise.

D'ailleurs dans un document du Groupe régional de Production thermique du Sud-Est relatif au démantèlement de l'échangeur de G-1 à Marcoule (EDF, 1991), on trouve cette appréciation au bas de la conclusion : *"Il est absolument nécessaire, dans ce genre d'entreprise, [...] d'être intransigeant quant à l'assurance qualité que l'on aurait tendance à négliger du fait qu'il s'agit de démantèlement."*

Au chapitre du risque classique, M. ROLLINGER signalait lors de l'audition du 17 novembre le cas d'un travailleur qui avait eu la main coupée par une machine non agréée. EDF rappelle par ailleurs qu'il y eût une mort d'homme par électrocution lors du démantèlement partiel de Chinon A-2.

Au chapitre du risque radiologique on trouve les 3 chemins d'exposition traditionnels : exposition externe, exposition interne par ingestion ou inhalation. L'exposition interne peut être réduite par le choix de techniques de démantèlement bien adaptées (découpe sous eau, découpe mécanique plutôt que thermique, décontamination par gel...) et par le port de vêtements de protection et d'appareils respiratoires.

L'exposition externe peut être minimisée de plusieurs façons : tout d'abord en procédant à une décontamination poussée des circuits — au prix d'une production de déchets radioactifs secondaires qui devront eux aussi être manipulés par les travailleurs ; ensuite en installant des protections biologiques provisoires dans les locaux concernés ; enfin en choisissant de repousser de plusieurs années l'engagement des travaux de façon à profiter de la décroissance radioactive des éléments à vie courte.

Il s'agit là d'un argument majeur plaidant en faveur d'une période d'attente, pour les réacteurs. En effet une source importante de radioactivité provient du Co^{60} produit par activation neutronique. La période du Co^{60} étant de 5,7 ans, une attente de 50 ans permet de réduire d'un facteur 1000 environ l'activité due au cobalt. Ce radionucléide se trouve à la fois inclus dans les parties activées de la cuve et déposé sur les parois internes du circuit primaire du fait de la légère corrosion de ce circuit. Après une cinquantaine d'années cependant le cobalt n'est plus l'élément dominant de la radioactivité globale, qui est désormais contrôlée par d'autres radionucléides comme le nickel 63.

En termes de radioprotection, plus que la diminution d'activité d'un radioélément donné, il importe de connaître le gain radiologique global pour les travailleurs que l'on peut espérer d'une telle période d'attente. Résultat du contrat passé avec BATTELLE pour l'évaluation des coûts de référence du démantèlement ⁽⁷⁾, la NRC a publié un tableau présentant les estimations de doses reçues par les travailleurs et le public pour le démantèlement d'un REP (cf. annexe). Ces chiffres sont à considérer avec précaution et attention :

- avec précaution car en valeur absolue, les doses rapportées sont certainement d'une pertinence limitée au regard du mode de calcul utilisé, de l'expérience acquise aujourd'hui et des différences entre les réacteurs américains et les réacteurs français ;

⁷ Voir le chapitre III, relatif aux coûts du démantèlement.

— avec attention, car le tableau montre que le gain radiologique total que l'on peut attendre d'une période de décroissance de 30 ans environ est plutôt égal à un facteur 4 (comparaison des colonnes DECON et SAFSTOR 30 ans).

Ce gain radiologique n'est assurément pas négligeable. Cependant l'effet d'affiche est moins spectaculaire qu'avec le facteur 1000 avancé pour le cobalt seul, qui est évidemment plus frappant pour les esprits.

2.1.2 La dimension sociale du risque radiologique résiduel

Même si cela peut paraître évident et trivial, il convient de rappeler que le démantèlement n'a pas pour objet de réduire la radioactivité mais tout simplement de la déplacer afin de mieux la contrôler et d'en prévenir les dangers. On se trouve immédiatement plongé au coeur de la réflexion sur les transferts de risques, dont l'analyse conditionne dans une certaine mesure le choix de la stratégie adoptée.

Quel arbitrage en effet réaliser entre le maintien sur place de l'installation arrêtée et son démantèlement, partiel ou total ? A la première solution l'avantage de minimiser les doses reçues immédiatement par les travailleurs et le public, au risque d'une maîtrise de la radioactivité moins assurée dans l'avenir. A la seconde l'avantage de préparer un contrôle plus sûr des radioéléments pour une durée plus importante (dans un centre de stockage adapté par exemple), au risque d'exposer certaines catégories de la population (travailleurs, groupes critiques du public pour le démantèlement, le traitement des effluents⁸, le transport puis le stockage des déchets...).

Les controverses autour du démantèlement de Brennilis (centrale des Monts d'Arrée) illustrent bien ces ambiguïtés et l'ouverture des choix. J'ai entendu plusieurs personnes — et pas seulement les écologistes ! — souhaiter que l'on procède à un démantèlement aussi rapide que possible de ce réacteur isolé au milieu du parc régional de Bretagne : cela éviterait la mise en place d'une surveillance spécifique à une installation totalement improductive et permettrait la libération totale d'un site inclus dans un parc naturel.

En revanche j'ai entendu également d'autres personnes — et pas nécessairement des nucléocrates de la vieille garde — s'interroger sur la nécessité d'exposer des travailleurs et de risquer des disséminations de radioactivité en engageant un démantèlement que ne justifient ni le besoin de récupérer un site ni un danger spécifique et immédiat. Ne vaudrait-il pas mieux, selon ces personnes, laisser tranquillement opérer la décroissance radioactive en conservant intactes les structures actuelles du coeur, bien adaptées par leur conception même au confinement de la radioactivité ?

Ce n'est évidemment pas à moi d'apporter une réponse ou de prendre une décision. Plus largement, je relève que la DSIN ne cesse depuis quelque temps de relancer les exploitants sur la pertinence de la stratégie « 50 ans » dans le cas des réacteurs. La raison n'en est certes pas une contestation des bienfaits de la décroissance radioactive. Il s'agit

⁸ M. DEVILLERS, chef du Département d'Évaluation de Sécurité de l'IPSN, rappelait ainsi lors de l'audition du 17 novembre que la maîtrise du risque global du démantèlement implique la disponibilité et la bonne marche des stations de traitement des effluents et des déchets.

plutôt de savoir si la politique générale d'attente pour décroissance ne peut pas être modulée selon la situation particulière de chaque site devant être démantelé.

2.2 Deux outils d'importance

Pour gérer le risque radiologique résiduel, l'exploitant a à sa disposition deux outils intéressants : la préservation de la mémoire de l'installation et l'optimisation.

2.2.1 La préservation de la mémoire de l'installation

Savoir ce qui s'est passé pour préparer ce que l'on va faire. C'est en quelques mots la façon dont on pourrait résumer la problématique de la mémoire, telle qu'elle se pose en matière de démantèlement. Les travailleurs chargés d'intervenir sur l'installation arrêtée vont en effet se trouver confrontés à son histoire radiologique toute entière. *"Sur le terrain, quand on fait du démantèlement, le problème le plus difficile pour les installations anciennes est celui de l'histoire, de la connaissance exacte de l'installation"* disait justement M. BARRE, président de STMI, lors de l'audition du 17 novembre.

1. L'importance de la mémoire. Pour maîtriser les conditions radiologiques des opérations il importe de connaître le plus précisément possible l'ensemble des événements qui ont pu affecter l'installation. Certains peuvent avoir des répercussions significatives sur sa « propreté », donc nécessiter des dispositions spéciales pour assurer la protection du personnel.

L'établissement d'une cartographie radiologique de l'installation est une condition nécessaire mais non suffisante de cette bonne protection :

- d'une part les chantiers de démantèlement sont par nature évolutifs, et l'on ne dispose pas encore de tous les moyens qui permettraient d'obtenir en temps réel une cartographie des rayonnements ambiants, des points chauds...
- d'autre part on ne peut se limiter à découvrir les conditions du rayonnement ambiant au seul moment de l'intervention : celle-ci doit être préparée à l'avance, et l'exploitant comme l'opérateur doivent disposer des paramètres qui leur permettent d'arrêter un plan de travail.

Il n'est pas rare que, malgré une préparation soignée, de mauvaises surprises attendent l'intervenant. J'ai en mémoire l'exemple d'AT-1 où, après l'enlèvement des sources irradiantes, il est apparu de façon « impromptue » un rayonnement intempestif en provenance d'un mur. Ce mur avait été contaminé par un incident dont on avait sinon oublié l'existence du moins pas bien évalué les conséquences. Dans l'ignorance de l'étendue (ou plutôt la profondeur) réelle de la contamination, STMI a gratté petit à petit la paroi impliquée. Il a fallu atteindre une profondeur d'environ 10 cm pour trouver des niveaux de rayonnement "raisonnables" et poursuivre par des carottages pour déterminer le degré exact de contamination.

Des difficultés similaires seraient survenues il y a quelques années sur ÉLAN II-B, aggravées par le fait que l'inventaire radiologique préalable n'aurait pas été fait de la meilleure façon.

2. La mémoire-papier. Pour parer à ce genre de problèmes, il importe de conserver une documentation étendue et opératoire sur les incidents de la vie active susceptibles d'avoir des répercussions pendant le démantèlement. On sait que la gestion de la documentation est un enjeu important de la sûreté en exploitation.

Les autorités de sûreté des différents pays sont attentives à cette question depuis longtemps. En France par exemple, la qualité de la documentation fait partie des dispositions incluses dans l'arrêté du 10 août 1984 *"relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base"* :

- les articles 10 et 11 introduisent la notion de « documents relatifs aux activités concernées par la qualité » et détaillent leurs conditions d'établissement, d'analyse, de conservation et d'archivage ;
- les articles 12 et 13 concernent les « anomalies et incidents » et obligent à la constitution et à la tenue de dossiers et d'états.

Aux États-Unis, la réglementation de la NRC impose des exigences plus précises. Il est ainsi écrit dans le § 10 CFR 50.75 (g) : *"Chaque exploitant devra conserver une trace des informations importantes pour la sûreté et l'efficacité du démantèlement, dans un endroit bien identifié, jusqu'à l'abrogation de son autorisation par la Commission. Si les informations y afférentes sont conservées pour d'autres besoins, on pourra utiliser les références de ces documents et de leur lieu de dépôt. Les informations que la Commission considère comme importantes au regard du démantèlement sont :*"

- "— les rapports sur les dispersions de liquides et tout autre événement impliquant la dissémination d'une contamination dans et aux alentours de l'installation, de l'équipement ou du site ; ces documents peuvent être limités aux événements pour lesquels une contamination significative est observée après les opérations de nettoyage ou pour lesquels il est vraisemblable que la contamination se sera répandue dans des endroits inaccessibles comme dans le cas d'une éventuelle infiltration dans des matériaux poreux comme le béton ; ces documents doivent inclure toute information connue concernant l'identification des radionucléides impliqués, leur quantité, leurs formes et leurs concentrations ;"*
- "— les plans et modifications des structures et équipements situés dans les zones contrôlées où des matières radioactives sont utilisées et/ou stockées, et [les plans et modifications] des endroits où une contamination inaccessible peut survenir, comme dans des canalisations encastrées ; si les plans requis sont uniquement référencés, on pourra ne pas indexer individuellement chaque document y afférent ; si les plans ne sont pas disponibles, l'exploitant devra leur substituer des documents appropriés contenant toutes les informations disponibles relatives à ces zones et emplacements ;"*
- "— les documents relatifs à l'estimation de coût effectuée à l'occasion du plan de financement du démantèlement ou relatifs au montant certifié [par l'exploitant à la NRC], et les documents relatifs à la méthode de garantie de disponibilité des fonds."*

Les exigences en matière de mémoire-papier se sont nettement renforcées ces dernières années. Bien sûr, les installations les plus anciennes ne peuvent en bénéficier pleinement. La COGEMA admet ainsi volontiers qu'elle rencontrera vraisemblablement les problèmes de démantèlement les plus délicats sur l'usine UP-1, alors que les installations de La Hague sont mieux suivies et documentées. Les installations du CEA sont également plus concernées que les réacteurs d'EDF : installations de recherche, elles ont été maintes fois modifiées au cours de leur vie et elles ne bénéficient pas de l'effet bénéfique de standardisation observé avec les réacteurs.

Pourtant les acteurs semblent insatisfaits des modalités actuelles de la mémoire-papier. *"Il me semble possible, avec le degré de détail que nous avons sur les installations et sur les plans, de construire des dossiers de conservation de la mémoire. Il faut au moins le tenter parce que si l'exploitant n'est pas capable de garder la mémoire, c'est la sûreté de son installation qui est en cause."* En s'exprimant ainsi le 17 novembre, M. LAURENT, directeur-adjoint de la branche Retraitement de la COGEMA, ne faisait qu'exprimer un sentiment général.

Ce n'est pas vraiment la matière première pour la mémoire-papier qui manque aujourd'hui, mais plutôt la caractérisation du traitement à lui faire subir. Il faut que, le moment du démantèlement venu, on dispose rapidement de toute l'information nécessaire, avec suffisamment de détails pertinents, sans être pour autant noyé sous une avalanche d'informations inutiles donc nuisibles en l'occurrence. *"Vous attaquez une phase de démantèlement et l'on vous dit : « attention, il y a eu des modifications en telle année, on a changé des boulons à tel endroit ». Vous avez 25 cm d'épaisseur de dossiers très techniques sur l'appel d'offres, les études préliminaires sur le changement des boulons, etc. mais il n'y a pas la trace intéressante du point de vue de la radioprotection..."* disait également M. LOCHARD.

3. La mémoire vive. Il est un paramètre qui échappe quelque peu à l'idéal rationalisateur de la mémoire-papier : l'importance de la mémoire humaine pour la connaissance de l'histoire d'une installation. Il est des choses que le papier ne peut conserver, et j'aime à parler de la nécessaire complémentarité entre papier et « retraités ».

J'ai pu mesurer sur le centre de Hanford (Washington) combien la mémoire véhiculée par MM. WINSHIP et MITCHELL pouvait être précieuse — et pas seulement pour faire des visites guidées !

Une équation difficile se pose à l'exploitant : comment préserver la mémoire vive des installations arrêtées tout en redéployant les effectifs sur les sites en activité ? Cette question ne se présente pas dans les mêmes termes pour EDF et pour le CEA ou la COGEMA :

- le CEA et la COGEMA ont choisi une politique de démantèlement « immédiat », c'est-à-dire engagé dès que possible sur les plans techniques et budgétaires ; cette politique s'explique par le fait que dans les installations concernées la radioactivité globale est gouvernée par des radionucléides à vie longue et qu'il est donc illusoire d'attendre une décroissance radioactive dans des délais

raisonnables ; il est ainsi tout à fait envisageable de faire appel si besoin est aux compétences et souvenirs des personnes ayant travaillé sur les installations à démanteler ;

- EDF a un calendrier plus étendu pour le démantèlement des réacteurs ; au bout de 50 ans d'attente il sera en fait quasiment impossible de profiter de l'expérience vécue par les équipes d'exploitation et de maintenance ; ce facteur négatif est partiellement compensé par la standardisation mais la vie d'une installation particulière est par définition unique et non standardisée.

2.2.2 Les principes traditionnels de l'optimisation radiologique

Par delà la mémoire, et en complément indispensable, je dois rappeler l'importance essentielle de l'optimisation pour la protection radiologique. Cette optimisation passe par une préparation et une implication poussées des acteurs. Sans trop développer ces considérations, je souhaite insister sur quelques points qui me paraissent intéressants :

- les contraintes de planning sont *a priori* moins sévères pour un démantèlement que pour une opération de maintenance : la production n'est pas directement affectée par quelques jours de retard dans les travaux ; cette réduction de la contrainte devrait permettre de mettre en place des « points d'arrêt » dosimétriques ; ces points d'arrêt peuvent être destinés à recalculer les prévisions des prochains travaux en fonction des résultats déjà observés ou à prendre le temps de réfléchir et de mettre au point des stratégies nouvelles en cas de « dérive » des expositions professionnelles ;
- les comités ALARA ont évidemment toute leur place dans le processus d'optimisation ; leur fonctionnement, avec l'intégration et la participation des prestataires extérieurs, est facilité par le caractère plus souple des calendriers ; la satisfaction du principe ALARA figure pour la première fois dans le cahier des charges techniques pour les appels d'offres relatifs au marché de démantèlement partiel de Brennilis ; il y est également inclus le respect d'une « limite » de dose individuelle égale à 5 mSv par an ; les interlocuteurs que j'ai rencontrés lors de ma visite au DSRE en octobre dernier m'ont indiqué que le comité ALARA de Chinon s'est fortement impliqué dans les opérations menées sur Chinon A-3 ;
- le retour d'expérience est essentiel, même s'il résulte plus de la collation d'enseignements partiels que de l'analyse rétrospective d'une « grande » opération de démantèlement ; plusieurs intervenants à l'audition du 17 novembre se sont attachés à souligner le caractère indispensable de ce retour d'expérience, qui semble faire l'objet d'un consensus apparemment général ; je ne peux m'empêcher cependant de me remémorer l'appréciation formulée par M. DEVILLERS, chef du Département d'Évaluation de Sécurité de l'IPSN : *"Il me semble que dans un certain nombre d'installations qui ont déjà été démantelées, le retour d'expérience n'a pas été formalisé de façon suffisamment précise pour pouvoir être exploité"*.

On retrouve ici l'éternelle et naturelle propension à croire que la vie d'une installation s'achève avec son arrêt définitif. Il appartient à l'autorité de sûreté de faire en sorte que les tendances à un relâchement des efforts sur le retour d'expérience ne perdurent pas outre mesure et qu'elles n'aient pas de conséquences dommageables sur la conduite des démantèlements futurs.

3. GERER LA CONTRAINTE REGLEMENTAIRE

L'exploitant en effet n'est pas seul face au démantèlement : il doit se plier aux règles générales ou particulières énoncées par les autorités, qui participent du contexte dans lequel la stratégie et les décisions devront être prises. On peut dire sans paradoxe que si l'exploitant s'efforce de respecter le régime de contrôle de la sûreté et de la sécurité en matière de démantèlement, c'est dans l'objectif de s'en libérer finalement.

3.1 Le contrôle de la sûreté et de la sécurité

3.1.1 La réglementation du démantèlement

1. Le décret « INB » de 1963. Jusqu'en 1990 il n'existait pas de dispositions spécifiques au démantèlement dans le régime général des installations nucléaires de base tel que défini par le décret modifié n° 63-1228 du 11 décembre 1963. Le processus de déclassement était ainsi soumis aux dispositions générales relatives aux modifications à apporter aux installations nucléaires de base.

L'objectif des changements apportés à la réglementation par le décret n° 90-78 du 19 janvier 1990 consiste essentiellement à faire prendre en compte le déclassement et le démantèlement de l'installation dès sa conception, ou plutôt — s'agissant de sa vie administrative — de sa création.

Ainsi, en vertu de l'article 3.1 du décret, l'exploitant soumet au directeur de la sûreté, à l'appui de sa demande d'autorisation, un dossier comportant entre autres un document qui précise *"les dispositions destinées à faciliter le démantèlement ultérieur de l'installation."* Par ailleurs le décret de 1990 a introduit un article 6 *ter* qui dispose que *"lorsque l'exploitant prévoit, pour quelque cause que ce soit, la mise à l'arrêt définitif de l'installation, il en informe [le directeur de la sûreté des installations nucléaires] et lui adresse :"*

"— un document justifiant l'état choisi pour l'installation après son arrêt définitif et indiquant les étapes de son démantèlement ultérieur ;"

"— un rapport de sûreté applicable aux opérations de mise à l'arrêt définitif et les dispositions permettant d'assurer la sûreté de l'installation ;"

"— les règles générales de surveillance et d'entretien à observer pour maintenir un niveau satisfaisant de sûreté ;"

"— une mise à jour du plan d'urgence interne du site de l'installation concernée."

"La mise en oeuvre des dispositions prévues dans le rapport et les documents émanés ci-dessus est subordonnée à leur approbation dans les formes prévues au IV de l'article 3" c'est-à-dire, après avis de la commission interministérielle des installations nucléaires de base, par décret pris sur le rapport du ministre chargé de l'industrie et, le cas échéant, du ministre dont relève l'établissement, après avis conforme du ministre chargé de la santé.

Il faut noter que ces dispositions n'impliquent pas la tenue d'une enquête publique. Une telle enquête ne peut découler que du désir de l'exploitant de transformer son installation déclassée pour en faire une nouvelle « installation nucléaire de base ». Il s'agit là d'une procédure parallèle mais distincte de celle de déclassement, pour laquelle l'exploitant est alors soumis au droit général des créations d'INB.

Les nouvelles dispositions réglementaires contribuent ainsi à renforcer l'encadrement juridique du démantèlement en respectant les principes français de la réglementation nucléaire : décrire une procédure et non des prescriptions de fond que l'exploitant devrait respecter.

2. Les décrets d'autorisation de création. L'autorisation de création accordée à une nouvelle installation est donc amenée à contenir quelques prescriptions relatives à la mise à l'arrêt définitif et au démantèlement. Cependant ces dispositions ne peuvent aller à l'encontre des principes que je rappelais au paragraphe précédent. Elles sont donc nécessairement évasives, comme le montre par exemple dans son article 4.13 le décret autorisant le CEA à créer l'installation CHICADE sur le centre d'études de Cadarache (29 mars 1993) : *"Lors de la mise à l'arrêt définitif de l'installation, les dispositions relatives à son démantèlement contenues dans le dossier joint à la demande en date du 18 juin 1991 ne dispensent pas l'exploitant de présenter au directeur de la sûreté des installations nucléaires les documents mentionnés à l'article 6 ter du décret du 11 décembre 1963 modifié."*

La formule retenue est identique dans le décret du 29 novembre 1993 autorisant EDF à créer la Base chaude opérationnelle du Tricastin. Pour sa part le décret du 6 décembre 1993 autorisant EDF à créer deux tranches de la centrale nucléaire de Civaux se contente de reprendre textuellement les dispositions de l'article 6 ter de 1963.

3. Les décrets de mise à l'arrêt définitif (MAD) sont évidemment beaucoup plus détaillés. Notons au passage que les premières opérations d'une mise à l'arrêt définitive n'affectent pas la nature de l'installation et peuvent être réalisées en respectant le rapport de sûreté en vigueur et les règles générales d'exploitation, moyennant éventuellement certaines modifications, dans le cadre du décret d'autorisation de création. Les opérations préliminaires sont notamment le déchargement complet du combustible, l'élimination des fluides caloporteurs, l'évacuation du combustible neuf et irradié hors du périmètre de l'installation et quelques opérations de décontamination et d'assainissement. Cette phase est appelée « cessation définitive d'exploitation » (CDE). De façon générale, les décrets MAD :

— approuvent les propositions de l'exploitant contenues dans les documents exigés par l'article 6 ter du décret de 1963 ;

- imposent à l'exploitant de maintenir l'installation en conformité avec les documents établis pour la mise à l'arrêt définitif et fixent des conditions à respecter, concernant notamment : 1/ l'entreposage et l'évacuation des éléments combustibles (dans le cas de réacteurs) ; 2/ l'état du réacteur et des circuits associés ; 3/ le confinement et la protection contre le risque de dissémination de la radioactivité ; 4/ la gestion des effluents liquides ou gazeux ; 5/ la gestion des déchets solides ; 6/ la protection contre l'incendie ; 7/ la protection contre les séismes ; 8/ l'inventaire de la radioactivité résiduelle ;
- fixent le cadre de l'évolution ultérieure du statut juridique de l'installation.

Par exemple le décret du 11 avril 1994 *"relatif à la mise à l'arrêt définitif de l'installation nucléaire de base n° 46 (dénommée Saint Laurent A), située sur le territoire de la commune de Saint Laurent-Nouan (Loir-et-Cher)"* dispose dans son article 4 que *"l'exploitant adressera au ministre chargé de l'industrie (directeur de la sûreté des installations nucléaires) le dossier présentant les actions envisagées en vue du démantèlement de l'installation, au plus tard un an avant la date qu'il retiendra pour engager les travaux correspondants ; ce dossier devra inclure l'analyse de sûreté de ces opérations. Il fournira en même temps, selon le cas, le dossier de la future installation (installation nucléaire de base ou installation classée pour la protection de l'environnement) ou le dossier de réhabilitation du site. Il présentera au moins tous les dix ans un exposé justificatif de ses intentions relatives au devenir à long terme de l'installation."*

On voit que même dans la gestion du calendrier l'autorité de sûreté reste très peu prescriptive et s'en remet aux propositions de l'exploitant.

Du point de vue réglementaire aucune disposition du décret de 1963 ne prévoit l'obligation de prendre un nouveau décret pour aller au delà de la MAD. Le décret de MAD peut prévoir une procédure moins rigoureuse.

3.1.2 Autour des règlements

1. **En amont de la mise à l'arrêt définitif** se place le processus d'évaluation de sûreté. Ce processus est conduit selon la procédure normale : saisine du groupe permanent par le directeur de la sûreté, afin d'étudier et de formuler des propositions sur les documents joints à la demande en vertu de l'article 6 *ter* ; évaluation de sûreté effectuée par les services compétents de l'IPSN ; rapport de l'IPSN devant le groupe permanent ; discussions et échanges entre les autorités et l'exploitant.

Le groupe permanent compétent est le groupe chargé des installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires.

Au sein de l'IPSN, l'évaluation des dossiers est effectuée par le Service d'Évaluation de Sûreté des Laboratoires et Usines (SESLU), division du Département d'Évaluation de Sûreté. Pour les réacteurs cela représente 5 ingénieurs regroupés au sein du BESIAD ; pour les usines et laboratoires les ingénieurs chargés du suivi de la sûreté

des installations en exploitation opèrent en liaison avec le BESIAD. Par ailleurs l'IPSN fait appel à certains de ses ingénieurs spécialisés pour des questions particulières (protection incendie, confinement, criticité...).

Il faut noter que l'IPSN, qui dispose d'une expérience de 20 ans environ dans ce domaine de l'évaluation de sûreté des installations arrêtées, valorise à l'étranger cette expérience. Il est ainsi l'appui technique de l'autorité de sûreté espagnole sur le dossier de Vandellos.

2. Les inspections liées au démantèlement. J'ai dit plus haut qu'une installation nucléaire de base arrêtée ne cessait pas pour autant d'être potentiellement dangereuse. Ceci justifie le maintien d'un programme d'inspections effectuées par l'autorité de sûreté. D'ailleurs le statut juridique de l'installation, qui reste une INB y compris pendant la phase de MAD, n'implique pas la cessation de ces inspections.

Il m'apparaît que l'autorité de sûreté se donne réellement les moyens d'accomplir avec sérieux sa mission, même sur des installations arrêtées. Ainsi, en 1993 ont eu lieu :

- 7 inspections sur le réacteur de Chooz-A : visite générale, assurance de la qualité (contrôle et essais périodiques), application des règles générales d'exploitation, traitement des déchets, visite générale (opérations de MAD), expertise des installations en vue d'améliorer la connaissance des conditions de vieillissement des réacteurs à eau sous pression ;
- 4 inspections sur les réacteurs de Chinon-A : visite générale des réacteurs de Chinon A-1D et Chinon A-2D⁹, visite générale (opérations de MAD de Chinon A-3), visite générale (suivi de mise à l'arrêt définitif, gestion des déchets sur Chinon A-3) ; entreposage des ferrailles de l'INB n° 94 dans le réacteur Chinon A-3 ;
- 2 inspections à La Hague : état d'avancement des travaux de démantèlement de l'atelier AT-1, visite inopinée (état des lieux et conformité aux documents réglementaires d'ÉLAN II-B) ;
- 3 inspections sur RAPSODIE et le Laboratoire de Découpage des Assemblages Combustibles : visite générale du LDAC et confinement du réacteur RAPSODIE, visite générale du LDAC, essais en inactif de l'installation DESORA ;
- 2 inspections au centre d'études de Grenoble : état d'avancement des travaux de MAD sur MELUSINE, avancement des opérations d'assainissement du LCAC (Laboratoire d'Analyse et de Contrôle des Matériaux nucléaires) ;
- 1 inspection à Brennilis : archivage des documents.

⁹ La dénomination officielle des réacteurs de Chinon A-1 et Chinon A-2 est devenue Chinon A-1D et Chinon A-2D pour rappeler leur état « déclassé ».

3.2 Objectif Liberté I

Ce n'est qu'après avoir satisfait aux exigences discutées avec l'autorité de sûreté que l'exploitant peut éventuellement se libérer des contraintes relevant du statut d'installation nucléaire de base. Ces contraintes s'expriment nécessairement en termes radiologiques. L'installation atteint ainsi un état « déclassé ».

3.2.1 La transformation en une nouvelle INB ou en ICPE

A mi chemin du déclassement on trouve la transformation d'une INB en « installation de stockage de ses propres déchets », qui est elle même une installation nucléaire de base. C'est le cas de Chinon A-1D et Chinon A-2D, dont la nouvelle nature a été officialisée par les décrets d'autorisation du 11 octobre 1982 et 7 février 1991 respectivement. Dans ce cas le régime juridique général de l'installation est identique avant et après le déclassement, mais les prescriptions imposées à l'exploitant sont moindres que pour un réacteur en service actif.

Une étape supplémentaire est la transformation de l'INB en installation classée pour la protection de l'environnement (ICPE). Cette éventualité est évoquée dans les décrets de MAD de Chinon A-3, Chooz-A ou Saint Laurent des Eaux par exemple. Pour quitter le statut d'INB pour obtenir celui d'ICPE, l'installation doit voir diminuer la quantité de radioactivité qu'elle renferme.

L'arrêté du 25 janvier 1967 fixe les limites au-delà desquelles les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives (sauf sous forme de sources scellées) sont considérées comme installations nucléaires de base. En deçà de ces limites, la rubrique n° 385 *quinquies* de la Nomenclature des installations classées définit les divers seuils emportant régime d'autorisation ou de déclaration. Par ailleurs la rubrique n° 385 *bis* établit la notion d'« activité totale équivalente » pour des substances appartenant à des groupes différents de radiotoxicité et faisant l'objet d'opérations visées à des rubriques différentes de la nomenclature ; si l'activité totale équivalente dépasse la valeur 100, le régime des INB s'applique.

3.2.2 La libération de la contrainte administrative

Hormis le cas où l'exploitant souhaite réutiliser son site, l'objectif reste à terme la suppression de toutes les contraintes administratives c'est-à-dire tant la sortie du statut d'INB que de celui d'ICPE. Dès lors que l'activité totale contenue dans l'installation passe au-dessous des seuils définis dans la rubrique n° 385 *quinquies* l'installation est n'est plus soumise à la réglementation des installations classées.

L'arrêté préfectoral type relatif aux ICPE « nucléaires » mentionne ainsi que *"en cas de cessation d'activité, l'exploitant informera l'inspecteur des installations classées un mois à l'avance. Les résidus de démantèlement de l'installation présentant des risques de contamination ou d'irradiation devront être remis à un organisme régulièrement autorisé à cet effet. Ils pourront être pris en charge par l'Agence nationale pour la Gestion des Déchets radioactifs (ANDRA). Le site devra être décontaminé. Cette décontamination sera telle que l'accès du public pourrait y être autorisé."*

On pourrait avoir l'impression de se trouver une nouvelle fois devant les ambiguïtés que je signale dans le chapitre II, concernant la gestion des déchets très faiblement radioactifs. Le texte de l'arrêté préfectoral type ⁽¹⁰⁾ fournit pourtant un critère clair, même s'il est implicite. Le niveau de décontamination du site doit être tel que l'accès du public peut y être autorisé, c'est-à-dire qu'une personne du public ne doit pas être soumise à une exposition totale (externe et interne) supérieure aux limites de doses inscrites dans le décret de 1966 portant principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants.

L'arrêté préfectoral type donne ainsi le critère de libération sans restriction d'une ICPE, pour ce qui concerne le risque radiologique.

Il n'est pas indispensable de passer par l'étape intermédiaire de l'ICPE pour se libérer de l'encadrement administratif. Ainsi le décret de mise à l'arrêt définitif du laboratoire d'analyse et de contrôle des matériaux nucléaires (centre de Grenoble) prend acte de la volonté de l'exploitant, le CEA, de procéder à un assainissement total de l'installation. En conséquence, il fixe dans son article 4 un critère de libération assorti de prescriptions particulières : *"Les opérations de mise à l'arrêt définitif devront conduire à l'évacuation des matériaux et des équipements de l'installation dont la radioactivité est significative et, pour ce qui concerne les parties restantes, à une contamination en dessous du seuil nécessitant des précautions particulières ⁽¹¹⁾."*

"La radioactivité fixée des locaux et des équipements de l'installation ne devra pas, à l'état final, dépasser les limites d'activité surfacique résiduelles suivantes :"

"— activité bêta-gamma : 2 Bq/cm² ;"

"— activité alpha : 0,2 Bq/cm²."

"Les locaux ne devront plus présenter de contamination labile. Le débit de dose ambiant devra être vérifié dans tous les locaux. Des procédures tendant à caractériser l'état radiologique de l'installation après travaux devront permettre un contrôle exhaustif de l'ensemble des locaux."

Le décret indique enfin que *"après la fin des opérations de mise à l'arrêt définitif, l'installation sera rayée de la liste des installations nucléaires de base par décision des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement [...]."*

La route est longue du statut d'INB à la libération inconditionnelle du site et au soulagement réglementaire de l'exploitant ! Pour y parvenir, celui-ci devra mobiliser ses compétences propres mais aussi s'entourer d'une structure industrielle forte.

¹⁰ Je rappelle que l'arrêté type, publié par l'administration centrale dans la Nomenclature des Installations classées, n'a pas en lui-même de valeur juridique. Seuls sont opposables aux tiers les arrêtés pris effectivement par les préfets, sur le modèle de l'arrêté type, mais qui peuvent s'en éloigner sur des points particuliers.

¹¹ Cette rédaction ne me paraît pas exempte de tout reproche. Elle devrait à mon sens se reporter plus explicitement aux textes relatifs à la protection contre les rayonnements ionisants. En particulier il conviendrait de savoir si les « précautions particulières » mentionnées à cet article sont déterminées en fonction des normes applicables au public ou aux travailleurs. Le fait que l'installation soit incluse dans le CENG fait pencher pour les normes relatives aux travailleurs, mais il aurait peut-être été bon de le préciser.

Car le démantèlement est aussi un enjeu industriel important, même s'il n'est pas l'Eldorado que rêvaient certains...

B. LE MARCHÉ DU DEMANTELEMENT : INCERTITUDES ET ESPOIRS

1. PERSPECTIVES INDUSTRIELLES : « UN DIAMANT GROS COMME LE RITZ » OU « LES ILLUSIONS PERDUES » ?

1.1 Estimation globale des perspectives industrielles

Une indication grossière du volume potentiel du marché à court terme peut être déduite du livret publié par le CEA à partir de sa base de données ELECNUC : *Les centrales nucléaires dans le monde*, 1994. On y voit ainsi qu'ont été retirées du réseau 40 centrales électronucléaires aux États-Unis pour une puissance de 6 645 MW, 41 centrales dans l'Union européenne (à douze) pour une puissance 8 415 MW, 2 centrales en Europe non communautaire (à douze), 2 petites centrales en Asie (30 MW au total), 18 centrales en Europe de l'Est pour 4 200 MW et 3 centrales dans le reste du monde, qui représentent à peine 481 MW.

L'AIEA permet d'obtenir également des indications intéressantes. Ainsi, au 31 décembre 1993, 430 réacteurs étaient en service commercial dans le monde. L'âge moyen du parc nucléaire mondial était de 14 ans environ. Plusieurs dizaines de réacteurs ont plus de 25 ans (cf. figure page suivante).

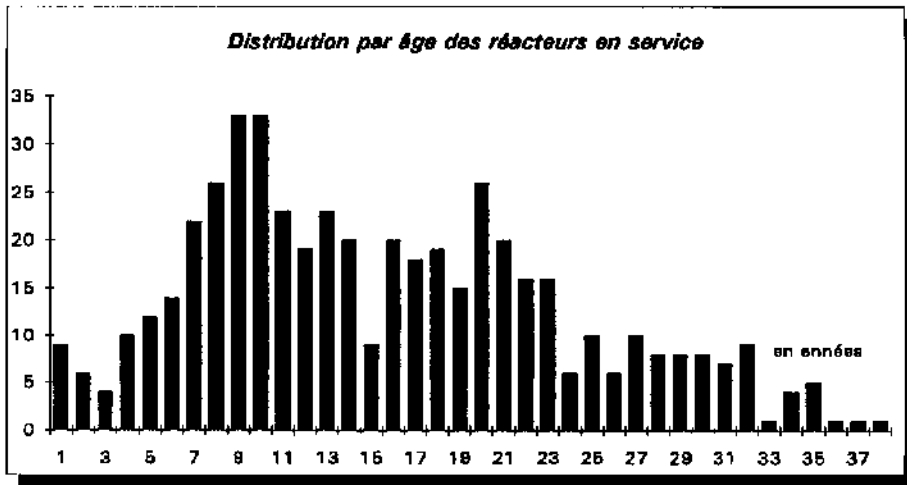
D'après la base de données de l'AIEA, 68 réacteurs électronucléaires sont considérés comme arrêtés dans le monde, pour une expérience totale de 1096 années. L'âge moyen à l'arrêt est donc 16 ans environ. Il faut remarquer à cet égard que les données d'ELECNUC et de l'AIEA ne sont pas directement comparables puisque leurs chiffres divergent sur des opérations aussi simples qu'un dénombrement de réacteurs.

Il faut tempérer la relative faiblesse de l'espérance de vie moyenne d'un réacteur par le fait que les réacteurs arrêtés jusqu'ici ont parfois été parmi les pionniers de l'ère nucléaire (modèles prototypes ou de démonstration...). Ils ont donc eu une vie utile raccourcie par rapport aux réacteurs commerciaux actuellement en service.

En effet, si l'on retient une durée de vie estimée de 40 ans, il apparaît que le nombre de réacteurs qui atteindront cet âge d'ici à 2005 est relativement faible. En revanche il augmentera rapidement après 2010 pour atteindre un pic aux alentours de 2015. Le nombre d'arrêts définitifs se stabilisera alors jusque vers 2025.

Le volume financier de travaux que peut représenter un tel échéancier n'est pas négligeable. On l'évalue pour la France à 100 MdF pour les réacteurs d'EDF, 20 MdF au moins pour les usines de retraitement et les installations du cycle du combustible, 29 MdF pour les installations du CEA (prix de 1993) ⁽¹²⁾...

¹² Voir le chapitre III relatif au coût et au financement du démantèlement.



1.2 La difficulté d'établir des évaluations précises

1.2.1 La variabilité des échéanciers selon les différents pays

Ces perspectives globales doivent être modulées selon les pays considérés. Le Royaume Uni a commencé son programme nucléaire dans les années 50 et son parc est déjà assez vieux (plus de 20 ans en moyenne). La plupart des centrales qui dépassent l'âge de 25 ans, dans le monde entier, sont des Magnox britanniques, dont 8 dépasseront 40 ans avant l'an 2000. En Europe occidentale et au Japon les centrales sont en général assez jeunes, ainsi qu'au Canada.

Les États-Unis ont également commencé leur programme électronucléaire dans les années 50 et ont la plus grande base installée au monde avec près de 110 réacteurs. Cependant la plupart d'entre eux sont encore jeunes et l'âge moyen du parc est de 14 ans. Une seule centrale encore en exploitation a atteint 30 ans. Le nombre de centrales arrêtées avant 2010 pourrait être réduit si la procédure de renouvellement d'autorisation, actuellement en cours d'élaboration à la NRC, était finalement adoptée.

Le choix des stratégies de démantèlement (immédiat ou différé) a également une importance sur l'échéancier prévisible des travaux, au niveau national ou mondial.

1.2.2 Les paramètres insaisissables des décisions de mise à l'arrêt

Les durées de vie des centrales nucléaires sont gouvernées par les conditions économiques et techniques aussi bien que des facteurs politiques et sociaux. Il n'hésite pas de durée de vie standardisée pour les centrales. Grâce à un certain volume de rénovation il est possible — au moins en principe — de conserver la centrale en capacité opérationnelle pour une période plus longue que celle autorisée par sa conception initiale, dans des conditions qui répondent aux exigences des autorités de sûreté.

Cependant la politique de l'exploitant résulte de l'arbitrage entre les coûts de la rénovation et les bénéfices attendus d'une durée de vie accrue. Il ne peut être fait de prévision générale sur ces décisions. J'ai développé au début de ce chapitre quelques considérations sur la gestion du parc et le lissage vraisemblable des opérations de démantèlement chez EDF. J'évoque également dans le chapitre III les contraintes financières qui ont pu handicaper un temps le CEA ; à cet égard la convention CEA-EDF-COGEMA est un progrès qui demande à être confirmé. Les quelques 150 MF que dépense désormais chaque année le CEA, les quelques 30 MF annuels portés au débit de la COGEMA, sont des sommes déjà conséquentes. Cependant il n'y a certainement pas de quoi assurer ici la constitution durable d'un véritable secteur industriel.

Les incertitudes réglementaires conduisent aussi à nuancer les conclusions optimistes que l'on pourrait tirer de la distribution par âge des réacteurs. Dans certains pays l'autorisation de fonctionnement d'un réacteur est donnée pour une durée limitée (40 ans aux États-Unis). Cependant on constate une tendance générale à vouloir allonger leur période d'exploitation, et les autorités de divers pays sont engagées dans des processus de modification des autorisations qui concourent à cet objectif.

D'un autre côté l'autorisation d'un réacteur peut être suspendue ou annulée bien avant l'expiration normale de l'échéance. Les raisons peuvent en être techniques (sérieux doutes sur l'intégrité de la cuve en cas de choc thermique sous pression pour Yankee Rowe par exemple) ou économiques (San Onofre ou Trojan) pour ne prendre d'exemples qu'aux États-Unis. On sait qu'en France les UNGG ont été arrêtés — après une carrière bien remplie — pour des raisons essentiellement économiques.

Par ailleurs les considérations sociales et politiques peuvent avoir une influence perturbatrice sur le cours régulier des choses. J'en veux pour preuve les référendums italien et autrichien (avant même le démarrage de leur unique centrale). Les réacteurs suédois sont également sur la corde raide, mais dans des conditions spéciales puisqu'il est plus ou moins acquis qu'ils pourront opérer jusqu'à la fin de leur vie initialement prévue.

Enfin dans le cas des réacteurs de recherche, gérés la plupart du temps par des organismes publics soumis à des contraintes budgétaires fortes, on doit bien distinguer entre leur durée de vie prévisible ou observée et le calendrier vraisemblable du démantèlement.

2. EN FRANCE, DES POLITIQUES INDUSTRIELLES ENCORE FLOUES

2.1 L'état des lieux

2.1.1 L'organisation actuelle des exploitants

Le CEA s'est doté au début des années 80 d'une structure spécialisée au sein de l'IPSN : l'UDIN (Unité de Déclassement des Installations nucléaires). D'abord chargé d'établir les bases réglementaires, techniques et économiques du déclassement, l'UDIN a ensuite vu sa compétence rapidement étendue à la recherche et développement, puis à la gestion directe des projets de démantèlement.

En 1988, M. CAPRON, alors Administrateur général du CEA, a chargé l'UDIN d'assurer la maîtrise d'oeuvre des principales opérations sur l'ensemble des sites du CEA. Puis en 1990 M. ROUVILLOIS, Administrateur général actuel, a assigné à l'UDIN une mission industrielle en la dotant d'un programme pluriannuel et en la rattachant à la Direction du Cycle du Combustible.

Aujourd'hui l'UDIN est, pour tous les projets de démantèlement, le maître d'ouvrage délégué. Elle assure sa propre ingénierie. Pour ce faire, elle dispose en plus de ses effectifs (environ 50 personnes), de personnel mis à disposition, dont notamment des agents de TECHNICATOME. L'UDIN fait appel occasionnellement à certaines filiales du groupe (SGN, TA, STMI, SOCATRI...) à titre de soutien à l'évaluation ou pour des travaux ponctuels.

Pour le démantèlement proprement dit l'UDIN lance des appels d'offres par lot et traite les dossiers avec les industriels ayant remis les meilleures offres, conformément aux directives générales qu'elle reçoit.

COGEMA fait appel essentiellement aux compétences de sa filiale d'ingénierie SGN.

EDF a mis en place une organisation qui a pour objet à la fois de gérer les opérations actuellement menées sur les réacteurs UNGG et de préparer les réflexions préalables pour le démantèlement des REP :

- le Comité Démantèlement est une structure directement opérationnelle, qui assure le retour d'expérience sur les opérations actuellement en cours et le suivi de celles-ci ;
- le Comité d'Orientation du Démantèlement, présidé par le Directeur Production-Transport, assure la préparation du démantèlement des REP : lancement de grandes études comme la réévaluation du coût de référence, doctrine en matière de confinement, de protection contre l'incendie...

Une partie de la stratégie d'EDF se fonde sur l'observation des expériences étrangères :

- pour Vandellos (réacteur jumeau de ceux de Saint Laurent), EDF est directement partie prenante puisqu'elle détient 25% de l'exploitant HIFRENSA ; en vertu de la réglementation espagnole, HIFRENSA sera responsable de l'installation jusqu'à la fin de la cessation définitive d'exploitation puis la responsabilité du démantèlement passera à ENRESA, organisme public chargé de la gestion des déchets ; EDF a conclu un protocole d'accord avec ENRESA, chaque partie prévoyant de participer aux études engagées par l'autre partie ;
- EDF s'efforce de mieux participer aux groupes de travail internationaux, comme ceux qui sont constitués au sein du Programme en Coopération de l'OCDE ; EDF s'intègre également à divers organismes comme l'UNIPEDE, WANO, la CCE, l'AEN et l'AIEA ; sous son impulsion le groupe de travail de l'UNIPEDE prévoit de lancer de nouvelles investigations (coûts comparés de démantèlement...) ; EDF a participé aux réunions du groupe de travail de

l'AEN sur les coûts de démantèlement des centrales nucléaires, et compte réitérer son engagement si l'AEN relance une mission sur le sujet ; EDF participe également au programme lancé par l'AIEA pour aider les exploitants des VVER, en Europe de l'Est, à réfléchir au démantèlement ;

- EDF noue des contacts avec les électriciens (NUCLEAR ELECTRIC sur les graphite-gaz) et les maîtres d'oeuvre (Gundremmingen et Niederaichbach en Allemagne, réacteur graphite-gaz de Tokai au Japon) ;
- enfin l'analyse bibliographique n'est pas négligée ; elle concerne essentiellement les centrales américaines.

2.1.2 L'organisation de certains industriels

1. Le groupe FRAMATOME est fortement impliqué dans le démantèlement des installations nucléaires : sur le plan national, pour répondre aux besoins des exploitants ; sur le plan international, pour développer ses activités et élargir le champ d'application de ses compétences. FRAMATOME considère que les activités de déclassement et de démantèlement d'installations nucléaires sont complémentaires de ses activités de constructeur de réacteurs, de prestataire de services de maintenance et de spécialiste d'ingénierie nucléaire.

FRAMATOME a développé des compétences industrielles spécifiques du démantèlement. On peut citer à titre d'exemple la décontamination et la découpe d'équipements fortement radioactifs associées aux mesures de protection radiologiques nécessaires, l'ingénierie du traitement des déchets et la mise au point d'opérations particulières comme le traitement des chemises de graphite ayant contenu le combustible des centrales graphite-gaz. Les compétences en matière de robotique sont également valorisées dans le démantèlement.

A travers des accords de collaboration avec le CEA et EDF, FRAMATOME a accès à des procédés mis au point par ces deux organismes et participe à des programmes de recherche financés en commun. Le groupe s'appuie aussi sur des centres universitaires pour certains développements propres.

Il est certain que les connaissances acquises par FRAMATOME au cours de la conception et de la réalisation des réacteurs, équipements et installations nucléaires de son ressort, permettent de prendre plus rapidement la mesure des problèmes posés par des interventions déterminées. Il en est de même pour l'expérience acquise au cours des opérations « lourdes » de maintenance sur les centrales nucléaires, comme les changements de générateurs de vapeur, qui peuvent apparaître comme une répétition générale, bien que partielle, d'un démantèlement.

FRAMATOME s'est vu confier dans le cadre d'un programme de recherche financé par la CEE la rédaction d'un chapitre d'un Manuel de Déclassement.

Des actions ponctuelles ont déjà été accomplies sur le marché international. Ainsi FRAMATOME, en collaboration avec TECHNICATOME et des entreprises espagnoles, effectue des opérations d'assainissement sur le site de Vandellos (Espagne), en traitant

les chemises de graphite entreposées en silos, avec extraction de leurs fils en acier inoxydable et broyage du graphite. En association avec des entreprises allemandes, FRAMATOME tente de pénétrer les marchés associés au démantèlement des réacteurs de Greifswald, dans l'ancienne Allemagne de l'Est, arrêtés par le gouvernement allemand en 1990. Par le biais de sa filiale aux États-Unis BWNT, FRAMATOME est également présente sur le marché américain et a proposé des prestations sur le démantèlement de la centrale de Trojan.

2. STMI (Société des Techniques en Milieu Ionisant) est un autre acteur majeur sur la scène du démantèlement. Filiale à 33% d'EDF, 27% de CEA-INDUSTRIE, 20% de COGEMA et 20% de FRAMATOME, STMI est la première entreprise française de prestations de service dans l'assainissement nucléaire, le démantèlement et la gestion des déchets. Elle a réalisé 323 MF de chiffre d'affaires en 1993 et emploie près de 700 salariés dont 600 sont répartis dans 6 agences régionales situées à proximité des sites nucléaires. STMI détient environ le tiers du marché national dans ses compétences.

STMI a effectué en 1993 11,3% de son chiffre d'affaires — soit 36,5 MF — dans le démantèlement :

- de janvier à décembre 1993 STMI a démantelé des installations de fabrication de combustible graphite-gaz de SICN ;
- l'agence Ile-de-France participe à des démantèlements CEA *"particulièrement difficiles et irradiants"* : laboratoire de radiométrie RM2 à Fontenay aux Roses, cellules 22-23-24 de l'ORIS au centre de Saclay, etc. ;
- l'agence du Tricastin effectue des opérations de démantèlement sur tous les sites de la vallée du Rhône et assure la maîtrise d'oeuvre du démantèlement de G-2 et G-3 ;
- l'agence de l'Ouest exerce une activité importante à La Hague en matière d'assainissement et de démantèlement de laboratoires contaminés par des émetteurs α ;
- l'agence de Cadarache opère également sur le site et assure l'exploitation de l'installation de neutralisation du sodium DESORA ;
- l'agence Est agit de la même façon sur le centre de Valduc ;
- l'agence de Grenoble réalise de nombreux chantiers d'assainissement radioactif.

Il faut noter que toutes les compétences développées par ailleurs en matière de décontamination sont fortement valorisables dans des opérations de démantèlement.

3. D'autres sociétés sont présentes dans ces activités, à titre accessoire surtout. Par exemple DELATTRE-LEVIVIER est un groupe industriel intervenant dans la construction, le transfert et la rénovation d'ensembles industriels. Les services et produits proposés couvrent toutes les phases de la vie de ces ensembles : de la conception au montage sur site, de la fabrication aux tests de fonctionnement, du diagnostic au plan de maintenance.

Un Service central des Travaux nucléaires est implanté à proximité de la centrale de Chinon. Il emploie plus de 200 techniciens disposant d'une habilitation DATR (« directement affecté aux travaux sous rayonnements »⁽¹³⁾), formés de façon théorique et pratique dans le domaine nucléaire au niveau RP-1 ou RP-2. Ce service intervient régulièrement sur diverses centrales françaises et étrangères (Belgique, Espagne) depuis plusieurs années, ainsi que dans les installations du CEA et de son groupe industriel.

2.2 Y a-t-il vraiment un marché du démantèlement ?

Aux dires des industriels il n'existe pas vraiment de « marché du démantèlement » au sens où un équilibre pourrait être trouvé entre des industriels prestataires de services et des exploitants soucieux de déléguer une part de leurs responsabilités. Il y a en revanche des marchés ponctuels, qui n'offrent pas véritablement de visibilité ni d'opportunité de bâtir des stratégies industrielles.

Les exploitant eux-mêmes savent-ils bien l'orientation qu'ils veulent donner à cette activité économique ? Je me suis laissé dire que sur l'opération de Brennilis EDF souhaitait avoir un rôle plus important que ce qui était prévu lors de la mise au point générale du projet. Tout l'équilibre de celui-ci en serait alors bouleversé.

Il est vrai que l'exploitant, de façon générale, est dans une position un peu ambiguë : pourquoi déléguerait-il à un prestataire extérieur ce qu'il peut faire lui-même avec ses équipes qui connaissent bien l'installation, et alors que le démantèlement n'est pas une opération réellement difficile techniquement ? Il subsiste des flous sur la réelle volonté d'extérioriser les compétences.

M. DUPRAZ, Directeur de l'Exploitation du Parc nucléaire, me disait à l'occasion d'une réunion de travail, que l'EPN resterait maître d'ouvrage pour les opérations de niveau 2 (avec l'appui de la Direction de l'Équipement) car la technicité est relativement limitée et pas si éloignée — au moins dans un premier temps — de ce qui est fait en exploitation, et que le personnel compétent est présent sur le site.

La question de la répartition se poserait plus tard, pour des opérations plus importantes. Pourtant, me disait M. DUPRAZ, il faudrait quand même une forte présence d'EDF dans la maîtrise d'oeuvre pour le niveau 3.

Je vois mal comment l'exploitant pourrait se consacrer à la maîtrise d'oeuvre en laissant la maîtrise d'ouvrage à un contractant... Il y a là un domaine évident de « frictions » avec les sociétés industrielles. Il est clair que la politique adoptée par EDF conditionne l'étendue et la structuration du marché potentiel.

En attendant une éventuelle clarification il faut « faire le gros dos ». M. WEHNER, directeur général de la société DETEC⁽¹⁴⁾ me disait lors de ma mission en Allemagne, que le marché du démantèlement — pour ce qui concerne ce pays — est un marché d'acheteurs. Son volume est d'environ 40 MDM par an, avec de faibles perspectives de

¹³ Voir le rapport 1993 de l'Office parlementaire : la radioprotection des travailleurs extérieurs.

¹⁴ Filiale de Siemens et Nukem spécialisée dans le démantèlement.

croissance. Dans le même temps de nouveaux acteurs présentent leurs services et déstabilisent encore plus un marché qui a du mal à trouver ses marques.

Peut-on alors envisager une ouverture sur l'étranger, une valorisation des compétences acquises sur les références nationales ? Là encore M. WEHNER me faisait part de ses doutes : il voit dans la spécificité des réglementations nationales un obstacle dirimant aux tentatives de conquête d'un marché étranger à partir de ses seules ressources nationales. Une telle stratégie ne peut reposer que sur un partenariat avec une entreprise locale.

Inversement l'utilisation systématique des appels d'offres par la Commission permet à des concurrents étrangers de placer leurs propositions.

Rien d'anormal alors à ce que les industriels soient tentés de regrouper leurs efforts. Il y a deux raisons à opérer un rapprochement : une stratégie offensive pour conquérir un marché porteur ou une stratégie défensive pour éviter de gaspiller des ressources et de l'énergie sur un marché inexistant, cahotique et incertain. J'ai l'impression que la création toute récente de DETEC répond au premier terme de l'alternative plutôt qu'au second.

De même pour l'accord cadre de coopération signé entre FRAMATOME et TECHNICATOME le 2 février 1990, suivi d'un accord particulier relatif au domaine de l'environnement, du démantèlement et de l'assainissement des installations nucléaires.

A plus long terme, c'est bien à une structuration mieux définie du milieu industriel qu'il convient de réfléchir. Grâce à son expérience en matière de travaux neufs, FRAMATOME peut tout à fait constituer des groupements d'entreprises, soit en entreprise générale soit en maîtrise d'oeuvre, tout comme peuvent le faire aussi d'autres sociétés importantes intervenant dans le secteur nucléaire — en particulier du côté du groupe COGEMA. Il est tout à fait envisageable de voir émerger quelques acteurs polyvalents entourés d'une fédération de petites entreprises spécialisées sur des créneaux particuliers.

Il faudra en tout cas un temps supplémentaire de maturation avant que les choses n'évoluent vers plus de stabilité.

Des représentants des exploitants me disaient il y a quelques mois qu'il fallait absolument dissiper les malentendus et persuader les industriels qu'il n'y a pas de « gâteau » important à court terme. Si je partage le jugement de fond, je reste quelque peu perplexe quand aux tenants et aux aboutissants des stratégies développées par les uns ou les autres.

Mais il est normal que toute évolution dans un environnement très incertain soit entourée d'une certaine dose de mystère. Ce n'est certes pas l'homme politique qui pourrait oublier cela !

CHAPITRE II

UNE FAISABILITÉ TECHNIQUE AVÉRÉE QUI N'EXCLUT PAS LA RECHERCHE DE PROGRES SUPPLEMENTAIRES

"Aujourd'hui 70 à 80% de nos besoins [en électricité] sont couverts par l'énergie nucléaire, et si l'on savait jusqu'à présent que le problème des déchets et de leur radioactivité restait entier, voire éternel, ce que l'on savait moins c'est que les centrales nucléaires ont, elles, une durée de vie limitée et que les 56 centrales nucléaires françaises devront fermer entre 2005 et 2020, c'est-à-dire demain. Que faire alors ?"

En quelques mots, M. Daniel BILALIAN résumait pour les téléspectateurs de France 2 une opinion assez largement répandue. Il amorçait ainsi le 27 septembre 1994, lors du journal de 13 heures, un débat entre MM. Jean-Pierre CHAUSSADE, responsable de la communication Environnement-Nucléaire chez EDF, et Pierre RADANNE, Directeur de l'INESTENE (Institut d'Évaluation des Stratégies sur l'Énergie et l'Environnement).

De façon plus poétique peut-être, M. Claude VINCENT écrivait dans le mensuel *ENJEUX. Les Échos* (mai 1992) : *"Sur les rives d'une Loire paresseuse, le marchand de sable est passé : dans quelques jours la centrale électronucléaire de Chinon A2 entrera dans un long et profond sommeil. Figée au bord du fleuve, à portée des coteaux de Bourgueil, la gigantesque cathédrale de béton hibernera quelques décennies, à peine perturbée par les contrôles réguliers des cerbères officiels : les inspecteurs de la Direction de la Sécurité des Installations nucléaires. [...] Il aura fallu sept ans et 200 millions de francs, depuis l'arrêt du réacteur le 14 juin 1985, pour boucler l'intervention. [...] Cette opération lance le vrai compte à rebours d'un grand programme de demain : le démantèlement des centrales nucléaires."*

Pareillement, ces toutes dernières années, les plus grands journaux nationaux se sont fait l'écho de préoccupations similaires.

Le démantèlement ferait-il donc si peur qu'il en devienne bientôt un « problème de société » comme l'ont été — et le sont assurément encore — les programmes de gestion des déchets de haute ou de faible activité ? J'ai vu passer parfois quelques papiers alarmistes, j'ai entendu quelquefois des propos bien posés, qui prévoient que nos « cathédrales du XX^e siècle » finiront noyées sous une chape de béton, verrues grises et mornes abandonnées de tous. Triste avenir pour les paysages de la France éternelle, tristes perspectives pour les enfants de nos enfants...

Que répondre donc à ces NOSTRADAMUS de salon, qui ne soit ni optimisme déraisonnable ni catastrophisme forcé, ni même un « juste milieu » de circonstance, nécessairement insipide ?

Dans ces conditions, il était évidemment du devoir de l'Office parlementaire de se pencher sur la question du démantèlement des installations nucléaires. Non pas que je prétende apporter une réponse définitive et absolue aux interrogations qui se sont manifestées ici ou là. Non pas que je prétende faire ici le tour des problèmes réels qui se posent à propos du démantèlement — ainsi j'ai laissé de côté la question importante des mines en fin d'exploitation.

Plus modestement il m'a semblé qu'il était possible de lever certaines ambiguïtés, clarifier certains choix ou certaines stratégies, voire corriger certaines idées fausses...

Le démantèlement des installations nucléaires est dès aujourd'hui une opération dont la faisabilité technique ne peut être contestée. L'obstacle principal réside plutôt dans les incertitudes qui entourent la gestion des déchets de très faible activité. La recherche en matière de démantèlement ne pourra échapper à une redéfinition partielle de ses objectifs.

A. LA FAISABILITE TECHNIQUE DU DEMANTELEMENT NE PEUT GUERE ETRE CONTESTEE

Je ne forcerai presque pas le trait en affirmant que le démantèlement des installations nucléaires est aussi ancien que la construction de telles installations. Disons plutôt que la nécessité de s'organiser pour effectuer des démantèlements dans des conditions réellement satisfaisantes a été reconnue dès le début des années 60. C'est en effet aux alentours de ces dates que l'on a commencé de voir définitivement fermés les équipements construits dans les premières années de l'après-guerre.

C'est dire que l'expérience internationale de démantèlement est étendue, même si aucune centrale électronucléaire de grande puissance n'a jusqu'ici été concernée. Par ailleurs, l'intérêt soutenu de l'AIEA et de l'Agence de l'OCDE pour l'Énergie nucléaire fait que cette expérience est largement partagée.

1. UNE EXPERIENCE INTERNATIONALE ETENDUE ET PARTAGEE

Il ne peut être question dans ce rapport de faire une présentation exhaustive et détaillée de chaque opération de démantèlement accomplie ou entreprise à la date d'aujourd'hui : plusieurs volumes n'y suffiraient pas et l'intérêt de mes lecteurs serait peut-être émoussé. Il faut donc se contenter d'un panorama général.

Fidèle à l'impératif de transparence que je me suis fixé, j'insisterai cependant sur quelques réalisations — achevées ou en cours — dont j'ai eu à connaître directement au cours de mes investigations de l'année écoulée, en France ou à l'étranger.

1.1 Le démantèlement dans le monde : présentation générale

Il convient, dès avant d'entrer dans le vif du sujet, de lever une confusion terminologique largement répandue entre « déclassement » et « démantèlement ». Le premier terme désigne le processus réglementaire par lequel une installation nucléaire change de statut, pour être placée sous un régime moins strict, par exemple en France celui des « installations classées pour la protection de l'environnement » (ICPE), régies par la loi du 19 juillet 1976 et ses textes d'application.

Le terme de « démantèlement » doit être réservé aux opérations matérielles (travaux d'assainissement radioactif, démontage...) effectuées sur une installation nucléaire en vue d'obtenir son déclassement.

Il semble cependant que le monde anglo-saxon fasse preuve d'une moins grande rigueur sémantique, en accordant une préférence marquée à « déclassement » alors que « démantèlement » serait parfois plus adéquat.

1.1.1 L'impossibilité d'avoir une vision globale du démantèlement

Il n'existe pas de liste ou catalogue général des opérations de démantèlement achevées, en cours ou prévues dans le monde. L'AIEA édite deux opuscules de la collection *Reference Data Series* consacrés aux réacteurs électronucléaires d'une part, aux réacteurs de recherche d'autre part. On y trouve des informations sur les réacteurs arrêtés (modèle, puissance thermique, exploitant, date de criticité, date de couplage au réseau — pour les réacteurs de puissance, date de fermeture définitive, etc.) mais rien de spécial sur leur état actuel de démantèlement. Par grandes zones géographiques, l'AIEA recense les réacteurs suivants :

Réacteurs définitivement arrêtés

Zone géographique	Électricité ⁽¹⁾	Recherche ⁽²⁾
Afrique et Moyen Orient	0	3
Amérique du Nord	19	152
Amérique latine	0	2
Asie	0	4
Europe occidentale	40	81
Europe orientale ⁽³⁾	8	12
Zone Pacifique industrialisée ⁽⁴⁾	1	3
TOTAL	68	257

Source : AIEA, *Nuclear Research Reactors in the World*, décembre 1993

AIEA, *Nuclear Power Reactors in the World*, avril 1994

(1) au 31 décembre 1993 ; (2) au 30 novembre 1993

(3) y compris Kazakhstan et Ouzbékistan

(4) Australie et Japon, mais pas Corée du Sud

Ces indications doivent être considérées avec prudence. Les renseignements recueillis par l'AIEA proviennent de questionnaires adressés aux correspondants nationaux dans chaque État membre. Ils diffèrent parfois — pour ce qui concerne les réacteurs électronucléaires — des informations livrées par l'ouvrage annuel du Service des Études économiques du CEA *Les centrales nucléaires dans le monde* établi à partir de la banque de données française ELECNUC.

1.1.2 Quelques exemples de réacteurs

1/ J'avais présenté l'an dernier les enseignements tirés de la visite du chantier de Niederaichbach, en Allemagne ⁽¹⁾. Le projet entre désormais dans sa phase finale : le Ministre de l'Environnement de Bavière a autorisé en août 1994 la démolition complète des bâtiments, ce qui représente environ 30 000 m³ de matériaux. Le démontage des pièces contaminées a été achevé en octobre 1993. Depuis cette date l'activité essentielle des démonteurs consistait à démontrer le caractère non radiologique des structures restantes. A cette fin près de 450 000 mesures ont été effectuées. Le « bilan-matières » du projet de Niederaichbach, conduit sous la direction du centre de recherche KFK, est le suivant :

- 1670 tonnes de ferrailles (tuyauteries faiblement contaminées, réservoirs divers, équipements de maintenance...) ont subi une décontamination partielle puis ont été fondus et réutilisés à KFK pour des expériences d'irradiation intense ;
- 500 tonnes d'acier irradié (cuve du modérateur, d'une activité totale de 8,6.10⁶ MBq) ont été conditionnées dans les cellules chaudes de KFK ;
- 255 tonnes de béton très faiblement contaminé (1 à 2 Bq/g) ont été placées dans 250 fûts de 400 litres ;
- 140 tonnes de béton lourd ont été placées dans 200 fûts de 400 litres ;
- 500 tonnes de béton légèrement contaminé seront utilisées pour le conditionnement des déchets issus du traitement de ferrailles (ce béton provenait du bouclier biologique du réacteur, épais de 60 cm) ;
- les opérations de démantèlement ont généré environ 200 tonnes de déchets de très faible activité.

Tous les matériaux actifs issus du démantèlement sont entreposés au centre de KFK en attente d'un dépôt définitif sur le site choisi de Konrad. Le coût final du démantèlement s'élève à 280 MDM, soit une augmentation de 55 % par rapport au coût estimé à son lancement.

2/ Comme il se doit, les États-Unis sont le pays du gigantisme : on y compte 286 réacteurs arrêtés, dont beaucoup sont partiellement ou totalement démantelés ⁽²⁾. La plupart de ces réacteurs sont de puissance réduite (moins de 10 MW électriques) et non commerciaux. Ils se répartissent en 106 réacteurs militaires (production de matières fissiles) ou destinés à l'exportation de radio-isotopes et 180 réacteurs civils :

¹ Claude BIRRAUX, *Rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires*, Tome I : Conclusions du rapporteur (Première partie, chapitre II.B.3.2), Office parlementaire d'Évaluation des Choix scientifiques et technologiques, n° 1008 - ASSEMBLEE NATIONALE, n° 280 - SENAT.

² Source : U.S. Congress, Office of Technology Assessment, *Aging Nuclear Power Plants : Managing Plant Life and Decommissioning*, OTA-E-575, septembre 1993.

- 105 réacteurs de test, de recherche ou universitaires (puissance inférieure à 1 MWe) ;
- 50 réacteurs expérimentaux, surtout destinés à des applications spatiales ;
- 25 réacteurs de puissance (dont 2 avaient cependant des applications militaires).

Le tableau ci-dessous donne les caractéristiques des 23 réacteurs civils concernés ainsi que leur état de démantèlement. Les stratégies DECON, SAFSTOR et ENTOMB ont été présentées en détail auparavant ; elles correspondent respectivement à un démantèlement immédiat, un stockage d'attente, une mise en sarcophage.

Centrales nucléaires arrêtées (état de démantèlement)

Centrale	MW	filière	L.E.	arrêt	stratégie	état
Vallecitos	5	REB	1957	1963	SAFSTOR	
Sodium Reactor Experiment	10	SCGM	1957	1964	DECON	achevé en 1983
Hallam	75	SCGM	1962	1964	ENTOMB	achevé en 1968
Piqua	11	OCM	1962	1966	ENTOMB	achevé en 1970
Pathfinder	66	REB	1964	1967	DECON	achevé en 1991
Carolina-Virginia Tube Reactor	17	PTHW	1962	1967	SAFSTOR	
Elk River	22	REB	1962	1968	DECON	achevé en 1974
Bonus	17	REB	1964	1968	ENTOMB	
Fermi 1	61	RNR	1963	1972	SAFSTOR	
Saxton	3	REP	1962	1972	DECON	en cours depuis 1986
Indian Point 1	265	REP	1962	1974	SAFSTOR	jusqu'en 2009
Peach Bottom 1	40	HTG	1965	1974	SAFSTOR	
Humboldt Bay 3	65	REB	1962	1976	SAFSTOR	jusqu'en 2015
Dresden 1	200	REB	1959	1978	SAFSTOR	jusqu'en 2017
Three Mile Island 2	926	REP	1978	1979		stockage surveillé
Shippingport	72	REP	1957	1982	DECON	achevé en 1989
La Crosse	48	REB	1967	1987	SAFSTOR	jusqu'en 2014
Rancho Seco	918	REP	1974	1989	SAFSTOR	jusqu'en 2008
Shoreham	820	REB	1989	1989	DECON	en cours depuis 1992
Fort St. Vrain	330	HTG	1973	1989	DECON	en cours depuis 1992
San Onofre 1	436	REP	1967	1992		plan en cours de dvpt
Yankee Rowe	175	REP	1961	1992		plan en cours de dvpt
Trojan	1155	REP	1975	1993		plan en cours de dvpt

L.E. : date d'obtention de la licence d'exploitation

HTG = haute température, refroidi au gaz ; OCM = refroidi et modéré par des matériaux organiques ;

PTHW = à eau lourde et tubes de force ; SCGM = refroidi au sodium et modéré au graphite

Le réacteur d'Elk River a été le premier site nucléaire libéré sans restriction par les autorités, pour un coût de 6,15 M\$ et au bout de 3 ans de travaux (1971-1974). Le *Sodium Reactor Experiment* a fonctionné de 1957 à 1964 ; puis après une période d'attente de 12 ans, a été démantelé en 7 ans (1976-1983) pour un coût de 16,6 M\$. Enfin le réacteur de Pathfinder a été arrêté après 3 ans de fonctionnement à cause d'une rupture de tube dans le condenseur ; il a été mis en état de stockage sûr alors que le reste des installations était converti en centrale à combustible fossile destinée à répondre à la demande de pointe. Le démantèlement des parties nucléaires a duré 2 ans (1989-1991). L'exploitant NORTHERN STATES POWER C° a utilisé principalement son personnel, ne faisant appel à des entreprises extérieures que pour les compétences qui lui manquaient.

Le seul réacteur de puissance qui ait été démantelé jusqu'ici est celui de Shippingport. La centrale de Shippingport (72 MWe bruts, 60 MWe nets) fut la première centrale nucléaire commerciale des États-Unis. Exploitée à partir de 1957, elle fut mise à l'arrêt définitif en octobre 1982 après avoir produit 7,2 TWh. La partie nucléaire était propriété du DoE (Ministère de l'Énergie) alors que la partie classique était propriété de l'électricien DUQUESNE LIGHT COMPANY.

Après avoir évacué le combustible irradié, le DoE a confié les opérations de démantèlement à GENERAL ELECTRIC, qui a pris en charge le site à partir de septembre 1984. Une année complète a été consacrée à la préparation des opérations : recrutement et formation du personnel nécessaire, établissement des appels d'offres en vue de soustraire les projets élémentaires, élaboration détaillée des plans et méthodes de travail, modifications préalables à apporter au site. GENERAL ELECTRIC a également assuré la surveillance et l'entretien des bâtiments.

Les travaux ont commencé en septembre 1985 par le retrait des calorifuges en amiante suivi du démontage progressif des tuyauteries et équipements du circuit primaire. La démolition des protections biologiques en béton et de diverses structures internes est intervenue en 1987, pendant que plus de 1600 m³ de déchets liquides radioactifs étaient traités³⁾. Enfin les enceintes de confinement ont été enlevées en 1988 et la cuve du réacteur en 1989. L'ensemble des opérations était achevé en juillet 1989, avec le démontage complet du bâtiment réacteur et des bâtiments auxiliaires nucléaires. Le planning prévu a été respecté ; le coût (91,3 M\$, somme des dollars courants annuels) a été inférieur au budget initial (98,3 M\$).

L'industrie nucléaire américaine met en valeur l'exemple de Shippingport, tout en reconnaissant que cette expérience n'est pas pleinement significative du démantèlement d'un réacteur de puissance en conditions commerciales normales. Plusieurs spécificités de Shippingport rendent en effet les enseignements de son démantèlement difficilement transposables :

- la centrale, propriété conjointe du DoE et de DUQUESNE, n'était pas soumise à la réglementation de la NRC ;
- en construisant Shippingport, l'objectif du DoE était de démontrer la faisabilité de la technique REP plutôt que sa viabilité commerciale ; le mode d'exploitation du réacteur ne peut donc être considéré comme représentatif d'un réacteur commercial ;
- la cuve a été remplacée trois fois pendant la vie de la centrale ; la dernière cuve ne contenait que 30 000 Curies au moment de l'arrêt, alors que l'on estime à environ 5 millions de Curies l'activation d'un REP de puissance 1100 MW ;
- le circuit primaire n'a pas été décontaminé ;

³⁾ Leur radioactivité totale était inférieure à 1 Curie.

- la petite taille du réacteur et sa faible activation ont permis un enlèvement en une seule pièce, la cuve étant encore incluse dans une protection biologique bétonnée ; l'ensemble, d'une masse de 770 tonnes environ, a été envoyé en barge au centre de stockage de Hanford (État de Washington) ; de même les quatre générateurs de vapeur ont été envoyés à Hanford d'une seule pièce ;
- les structures en béton enterrées de plus de 0,9 m ont été laissées sur place et remblayées avec des gravats et de la terre ; l'ensemble a été nivelé ;
- tous les déchets de démantèlement ont été livrés à des installations fédérales : déchets « de faible activité » enfouis à Hanford, combustibles irradiés envoyés à l'IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY.

3/ Pour le Japon on peut évoquer le programme de démantèlement du *Japan Power Demonstration Reactor*, conduit depuis 1981 par le JAERI. Réacteur bouillant de 45 MW thermiques — « gonflés » ultérieurement à 90 MW — et 12,5 MW électriques, le JPDR a divergé en 1963 et a été arrêté en 1976 après avoir produit 140 GWh. La première phase du programme était essentiellement dévolue à la mise au point des techniques à utiliser (décontamination, découpe à distance, traitement des effluents...). La deuxième phase, le démantèlement effectif du réacteur, a débuté en décembre 1986 ; elle s'est achevée en 1993 pour un coût d'environ 135 M\$.

L'essentiel de la dose collective (0,3 homme.Sievert au total) a été prise pendant le découpage de la cuve et des tuyauteries directement adjacentes. La découpe de la cuve s'est faite sous eau pour éviter les poussières : une piscine cylindrique a été placée autour de la cuve, munie de protections biologiques ; l'eau de refroidissement était filtrée en continu de façon à maintenir sa pureté radiologique.

Les structures internes ont été découpées par plasma d'arc alors que pour la cuve on a fait appel à une scie à arc fabriquée par Toshiba ; il s'agit d'un disque en acier au carbone de 1 m de diamètre tournant à vitesse variable selon l'épaisseur à découper ; un arc électrique (20 000 à 40 000 ampères) s'établit entre la pièce métallique et la scie lorsque la distance qui les sépare devient suffisamment faible.

La section médiane de la cuve, la plus activée (10 $\mu\text{Ci/g}$), et mesurant 7 cm d'épaisseur, a été découpée en 65 pièces. La bride supérieure de la cuve, mesurant plus de 25 cm d'épaisseur, a été découpée en 9 pièces de 630 kg chacune. L'ensemble de la cuve (28 tonnes) a été découpé en 10 semaines.

Un an (octobre 1990-octobre 1991) a été nécessaire pour démanteler la protection biologique en béton entourant la cuve.

1.1.3 Quelques exemples d'usines et laboratoires

1/ Aux États-Unis, plusieurs bâtiments du laboratoire Mound (Miamisburg, Ohio) ont servi à la fabrication de sources de chaleur au plutonium 238, de la fin des années 60 à la fin des années 70. Ces sources de chaleur étaient destinées à alimenter en énergie les engins spatiaux.

Le DoE a décidé de démanteler les bâtiments concernés, qui ne répondaient plus aux normes les plus récentes concernant les installations de manipulation et traitement du plutonium. La MONSANTO RESEARCH CORPORATION, exploitant effectif du laboratoire pour le compte du DoE, a commencé les travaux nécessaires en 1978.

Les installations de fabrication du Pu et de traitement des déchets associés occupaient trois bâtiments comprenant des boîtes à gants sur une longueur totale d'environ 335 m, un couloir à convoyeurs de 275 m ainsi que toutes les canalisations et équipements y afférents. L'ensemble de ces matériels a été enlevé et les locaux décontaminés de façon que le personnel puisse y accéder à nouveau sans devoir porter de vêtements protecteurs. Par ailleurs près de 800 m de canalisations souterraines jumelées pour déchets liquides ainsi que le sol contaminé autour de ces canalisations ont été enlevés. Environ 30 000 Curies de plutonium ont été éliminées du site sous forme de déchets ou résidus divers. Ces déchets ont été envoyés à l'IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY.

2/ Plus près de nous, en Belgique, le démantèlement de l'usine de retraitement d'EUROCHEMIC suit son cours. EUROCHEMIC est une société fondée en 1957 par 13 pays membres de l'AEN-OCDE, dont l'objet social était triple : 1/ faire de la R&D sur le retraitement du combustible usagé ; 2/ construire et exploiter une usine pilote ; 3/ former des spécialistes du retraitement.

L'usine pilote a été construite sur le site de Mol-Dessel (Belgique) de 1960 à 1966. Durant ses 8 années d'exploitation, elle a retraité :

- 181,5 tonnes de combustibles variés (uranium naturel ou légèrement enrichi), conduisant à la récupération de 178,6 t d'uranium et 678 kg de plutonium ;
- 30,6 tonnes de combustibles en alliage aluminium-uranium provenant de réacteurs de tests de matériaux ; ces combustibles contenaient au total 1,36 t d'uranium enrichi, dont 98,4% ont été récupérés ;

En 1971, le conseil d'administration décide l'arrêt définitif de l'usine, qui intervient à la fin de 1974. Des négociations s'engagent alors entre EUROCHEMIC et le gouvernement belge sur la reprise des installations et l'exécution des obligations légales de la société. Un accord est conclu en 1978 et la propriété des installations est transmise progressivement aux autorités belges de 1981 à 1983.

EUROCHEMIC arrête l'ensemble de ses activités nucléaires à la fin de 1984 (essentiellement le conditionnement des déchets d'exploitation et leur stockage intérimaire), qui sont reprises par BELGOPROCESS, compagnie nouvellement constituée. En 1986, après de longs débats, l'éventualité d'une réutilisation de l'usine est abandonnée et BELGOPROCESS devient alors une filiale de l'ONDRAF, organisme chargé de la gestion des déchets. Le démantèlement des installations est inscrit à l'ordre du jour ; il s'appuie sur des opérations préalables de décontamination achevées depuis plusieurs années déjà.

a. Les opérations de décontamination découlent de la convention de 1978, qui comprend des dispositions relatives à l'état physique et radiologique des installations. Leur objectif premier est d'amener les locaux de l'usine à un niveau de contamination et d'irradiation tel que le nouveau propriétaire ait la possibilité d'y effectuer des travaux de modification ou de remise à niveau dans des conditions raisonnables. De 1975 à 1981, le programme de décontamination concerne les 40 cellules du process, les bâtiments de réception et stockage du combustible, les laboratoires et le système de ventilation du bâtiment principal. Dans les cellules, la contamination surfacique est ramenée à des valeurs inférieures à 2 Bq/cm² pour les émetteurs α et 20 Bq/cm² pour les émetteurs β . Le niveau de rayonnement est inférieur à 25 μ Sv/heure sur 80% des cellules et en tout état de cause ne dépasse pas 0,6 mSv/h. La dose collective est égale à 7,5 homme.Sv.

b. Les études préliminaires au démantèlement débutent en 1987. Il est décidé que :

- la démolition sera totale pour les bâtiments de stockage des solutions d'uranium, plutonium et solvants usagés, les laboratoires de chimie analytique, les réservoirs de stockage pour déchets liquides de moyenne et haute activité, le bâtiment de stockage transitoire pour les déchets solides ;
- la chaîne principale de retraitement sera dépouillée de tous ses équipements et auxiliaires, et décontaminée pour une réutilisation industrielle sans restriction ; les structures du bâtiment seront conservées.

De 1988 à 1990, un programme pilote est conduit sur les bâtiments de stockage des solutions d'uranium, plutonium et solvants usagés pour vérifier la validité des estimations (coût, sûreté, planification des opérations...). Il s'achève par leur démolition intégrale.

Le volume total des bâtiments était 3290 m³, avec 4860 m² de surfaces en béton représentant 946 m³ de béton. A l'intérieur étaient contenus 23 485 kg d'équipements de process et 15 825 kg d'autres matériels. La contamination moyenne était inférieure à 5 Bq/cm² avec des « points chauds » allant jusqu'à 100 Bq/cm² pour des émetteurs α et β à la fois. Les débits de doses variaient entre 300 et 500 μ Sv/h.

Après décontamination, les activités surfaciques moyennes ne dépassaient pas 0,4 Bq/cm² pour les émetteurs β et 0,04 Bq/cm² pour les émetteurs α . Les bâtiments ont été déclarés radiologiquement sains après une double inspection menée par le service de protection radiologique, confirmée par une inspection-sondage effectuée par une organisation indépendante. D'autres évaluations, réelles ou statistiques, ont démontré sous des hypothèses conservatrices que la contamination résiduelle éventuelle en émetteurs α ou β - γ des structures restantes était insignifiante. En conséquence les ultimes débris de démolition ont été dirigés vers une décharge industrielle.

Les travaux se poursuivent sur les bâtiments de la chaîne principale. En 1993 BELGOPROCESS a testé un « décapeur-gratteur » de béton qui a donné satisfaction. Il permet de traiter 5 à 10 m² par heure en ôtant une couche de béton de 5 mm d'épaisseur, contre 0,5 m²/h pour une opération manuelle. En revanche l'exécution générale des travaux a été ralentie par des modifications dans la planification des équipes et des performances inférieures aux prévisions pour la décontamination du béton.

1.2 Le partage international de l'expérience acquise

1.2.1 L'implication de l'AIEA : un intérêt soutenu pour des méthodes traditionnelles

L'AIEA a inscrit le déclassement et démantèlement des installations nucléaires à son programme d'activités en 1973. Fidèle à ses méthodes, l'Agence organise des séminaires internationaux, met sur pied des groupes de travail spécialisés et divers comités techniques. Son programme a pour but d'aider les États membres à acquérir les connaissances dont ils ont besoin pour démanteler leurs installations. A cette fin, l'Agence recueille, évalue et diffuse des renseignements réglementaires, techniques et économiques. Elle peut fournir aux États membres une assistance et des conseils techniques pour les aider à arrêter des programmes, à planifier et exécuter les opérations de démantèlement. Elle coopère également à l'élaboration de directives, codes et guides de sûreté sur ce sujet.

Le programme s'est intensifié dans les années 80. L'AIEA est aujourd'hui en mesure de présenter de nombreuses publications (cf annexe). L'AIEA finance également un programme de recherche coordonné, évoqué dans l'annexe.

1.2.2 L'AEN-OCDE, un indispensable forum d'échanges

En réponse à l'intérêt croissant des pays membres à l'égard du démantèlement des installations nucléaires, l'Agence de l'OCDE pour l'Énergie nucléaire a entrepris en 1978 un programme d'activité dans ce domaine. Dans un premier temps les travaux ont été limités à l'organisation de réunions internationales d'experts (1978, 1980, 1982, 1984) et à la préparation d'enquêtes et rapports sur l'état des connaissances. Cependant, en 1981, l'AEN a étendu ses activités à la création de programmes internationaux en coopération, fondés sur une participation internationale à des projets de démantèlement exécutés dans les pays membres ou à un échange d'informations à leur sujet.

Le premier de ces programmes a été le projet relatif au réacteur d'Ågesta (Suède), qui s'est déroulé de 1981 à 1982. Son objet était de démontrer l'efficacité des moyens de décontamination pour le circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression. Le réacteur d'Ågesta, situé dans une banlieue de Stockholm, était arrêté depuis 1974. Le projet rassemblait la République fédérale d'Allemagne, l'Italie, la Suède, la Suisse, le Royaume Uni et les États-Unis. Des raisons administratives et financières ont empêché la conclusion d'accords similaires pour deux autres projets : Ågesta (phase II), évaluation de sûreté et démantèlement de RAPSODIE (Cadarache, France).

De son côté le Comité pour la Gestion des Déchets radioactifs a financé de 1981 à 1984 une étude sur l'état des projets de démantèlement dans les États membres et les besoins en matière d'échanges techniques dans ce domaine.

C'est sur la base des documents issus de cette étude que l'AEN a institué en 1985 un Programme international en Coopération. Cette idée d'un « club » destiné à l'échange d'informations scientifiques et techniques, de données d'expérience, voire de personnel, avait été suggérée à l'origine par le Département américain de l'Énergie. Le champ

d'application du programme couvre notamment les descriptions et plans des projets, les données tirées des activités de recherche et développement engagées autour de ces projets, ainsi que les données résultant de leur exécution et les enseignements qui s'en dégagent. Des visites techniques sur les sites sont également prévues dans ce contexte.

En outre, aux termes de l'Accord relatif au programme, deux ou plusieurs participants peuvent conclure des arrangements spéciaux en vue d'intensifier la coopération dans des domaines particuliers d'intérêt mutuel. Cette possibilité a commencé d'être utilisée à partir de 1989 : trois accords de ce type sont actuellement en vigueur. Ils couvrent des activités comme les échanges de matériels, composants ou échantillons, la conduite commune de tests et expériences, l'échange d'informations confidentielles ou couvertes par le secret industriel.

Un Comité de Liaison, où sont représentés tous les États participants, est chargé de mettre en oeuvre l'accord de coopération. Assistent à ses réunions un observateur du secrétariat de l'AIEA et un observateur de l'UNIPED. La Commission de l'Union européenne a été admise comme membre à part entière. Les observateurs ont un accès limité aux informations échangées : plans, stratégies, exposés expliquant le choix des méthodes et des approches retenues, informations techniques générales. Les membres à part entière peuvent accéder à toutes les données spécifiques des projets et aux formes plus approfondies de coopération. Le Comité de Liaison assure la direction générale du programme, supervise le calendrier de travail, établit les critères pour la diffusion de l'information, approuve les adhésions ou les retraits des projets engagés... Il peut également évoquer des questions techniques d'intérêt général pour la gestion du programme.

Le forum central où se passe effectivement l'échange d'informations est le *Technical Advisory Group*. Le TAG est par exemple chargé d'examiner les demandes d'adhésion de nouveaux projets, qui doivent fournir des informations suffisamment détaillées pour voir leur demande agréée. Le TAG se réunit environ deux fois par an. Il a créé trois groupes de travail sur des sujets plus spécifiques :

- coûts de démantèlement (aucune réunion en 1993) ;
- recyclage et réutilisation des matériaux du démantèlement ;
- décontamination pour les besoins du démantèlement.

EDF a offert en 1993 de remplir la fonction d'assistant du coordinateur principal du programme, au Comité de Liaison. Je ne peux que me féliciter de cette marque de dynamisme au sein d'une institution internationale.

Le programme a été officiellement lancé en septembre 1985 pour une première période de 5 ans, avec la participation initiale de 10 projets de démantèlement menés dans 7 pays. Les enseignements tirés de cette première période ont été jugés si profitables que les participants au moment de sa conclusion (19 projets dans 8 pays) ont décidé à l'unanimité de proroger le programme pour une nouvelle période de 5 ans à compter de septembre 1990. En 1993 le programme rassemblait 29 projets dans

11 pays ; les pays membres ont décidé une augmentation des ressources financières affectées au programme, afin de soutenir son développement.

Programme en Coopération (fin 1993)

Installation	Type	Vie	Option	Activité ⁽¹⁾
Eurochemic (Belgique)	usine de retraitement	1966-1974	niveau 3	en cours
BR-3 (Belgique)	réacteur REP	1962-1987	niveau 3 ⁽²⁾	en cours
Gentilly-1 (Canada)	prototype HWBLW ⁽³⁾	1967-1982	niveau 1 ⁽⁴⁾	statique
NPD (Canada)	prototype CANDU	1967-1987	niveau 1 ⁽⁴⁾	réduite
Rapsodie (France)	RNR expérimental	1967-1982	niveau 2	en cours
G2 (France)	réacteur UNGG	1958-1980	niveau 2	en cours
ATI (France)	pilote de retraitement ⁽⁵⁾	1969-1979	niveau 3	en cours
KKN (RFA) ⁽⁶⁾	réacteur HWGC ⁽⁷⁾	1972-1974	niveau 3	en cours
MZFR (RFA)	réacteur PHWR	1965-1984	niveau 3	en cours
KWL (RFA)	réacteur REB	1967-1977	niveau 1	statique
Garigliano (Italie)	réacteur REB	1964-1978	niveau 1 ⁽⁸⁾	en cours
JPDR (Japon)	réacteur REB	1963-1976	niveau 3	en cours
WAGR (Royaume Uni)	réacteur AGR	1962-1981	niveau 3	en cours
Usine BNFL (Roy. Uni)	production de Mox	1969-1976	niveau 3	achevée
Shippingport (États-Unis)	réacteur REP	1957-1982	niveau 3	achevée
West Valley (États-Unis)	usine de retraitement ⁽⁹⁾	1966-1972	niveau 3	réduite
EBWR (États-Unis)	réacteur REB	1956-1967	niveau 3	en cours
Tunney (Canada)	manipulation d'isotopes	1952-1983	niveau 3	achevée
B-204 (Royaume Uni) ⁽¹⁰⁾	usine de retraitement	1952-1973	niveau 2	en cours
JRTF (Japon)	pilote de retraitement	1968-1970	niveau 3	réduite
Greifswald (RFA)	VVER	1973-1990	niveau 3	en cours
Bohunice A-1 (Slovaquie)	réacteur HWGC	1972-1979	niveau 1	réduite
Vandellós-1 (Espagne)	réacteur UNGG	1972-1989	niveau 2	en cours
HDR (RFA)	réacteur REB	1969-1971	niveau 3	en cours
WAK (RFA)	prototype de retraitement	1971-1990	niveau 3	en cours
EL-4 (France)	réacteur HWGC	1966-1985	niveau 2	en cours
Bâtiment 211 (France)	atelier de vitrification	1963-1994	niveau 3	en cours
Fort St. Vrain (États-Unis)	réacteur HTGR ⁽¹¹⁾	1976-1989	niveau 3	en cours
FEMP Bât. 7 (États-Unis)	réduction de l'UF ⁶	1954-1956	niveau 3	en cours

(1) activité au regard du Programme de Coopération (échange d'informations...)

(2) démantèlement partiel

(3) HWBLW : réacteur modéré à l'eau lourde, refroidi à l'eau légère bouillante

(4) variante autour du niveau 1 ; (5) retraitement de combustibles rapides

(6) il s'agit du réacteur de Niederaichbach évoqué plus haut dans ce rapport

(7) réacteur modéré à l'eau lourde, refroidi au gaz carbonique

(8) niveau 1 pour l'enceinte de confinement principale

(9) retraitement de combustibles pour réacteurs à eau légère

(10) usine de séparation primaire de BNFL, située à Sellafield

(11) réacteur à haute température refroidi au gaz

Le tableau ci-joint montre que le programme de l'AEN couvre une palette très vaste de situations : 19 réacteurs de 13 modèles différents, 7 usines ou installations liées au retraitement, 2 usines de fabrication de combustible, une usine de fabrication de radio-isotopes. Sur ces 29 installations, 19 doivent être démantelées jusqu'au niveau 3.

En 1992 l'AEN a publié un rapport de synthèse sur les acquis du premier Programme en Coopération ⁽⁴⁾. Selon toute vraisemblance, un rapport similaire devrait conclure vers 1996 la deuxième phase actuellement en exercice.

Je dois signaler enfin que, dans le rapport final du premier programme, l'AEN a estimé que les projets avaient fourni beaucoup de données qui n'ont pu être échangées, faute de temps pour les participants, et que les données n'ont pas pu, sauf exception, être l'objet d'un véritable examen critique commun en vue de leur rationalisation.

1.2.3 Les autres forums internationaux

L'Union européenne a une activité importante dans le domaine du démantèlement. Cependant cette activité est surtout axée sur des projets de recherche (au moins à l'origine des premiers programmes communautaires). Je l'évoquerai donc dans les développements consacrés à la recherche.

L'UNIFEDE a formé un groupe de travail sur la gestion des déchets et le démantèlement. Ce groupe a remis un premier rapport en février 1994, qui fait le point sur les politiques y afférentes dans les États concernés.

2. QUELQUES EXPERIENCES VECUES A L'ETRANGER

Mon programme d'étude pour 1994 m'a amené à visiter plusieurs installations en cours de démantèlement, en Allemagne, au Royaume Uni et aux États-Unis. Fidèle à ma méthode, je présente ici leurs principales caractéristiques, le déroulement des opérations et les enseignements que les exploitants en ont tiré.

2.1 La centrale KRB-A de Gundremmingen (Allemagne)

2.1.1 Le contexte du démantèlement

Le site de Gundremmingen (Bavière) abrite trois réacteurs à eau bouillante référencés KRB :

- KRB-A a une puissance électrique nette de 238 MW ; la chaudière nucléaire a été fournie par GENERAL ELECTRIC ; il s'agit de la première centrale allemande de nature commerciale, qui a fonctionné de 1966 à 1977 ⁽⁵⁾ après avoir fourni au réseau près de 16 TWh pour un facteur de charge moyen de 75% ; ses propriétaires sont RWE à hauteur de 75% et BAYENWERK à hauteur de 25% ;
- KRB II-B et C sont deux réacteurs de 1240 MW construits par KWU-SIEMENS à partir de 1976 ; ce sont les derniers REB mis en service en Allemagne (couplés au réseau le 16 mars 1984 et le 2 novembre 1984 respectivement).

⁴ AEN-OCDE, *INTERNATIONAL CO-OPERATION ON DECOMMISSIONING. Achievements of the NEA Co-operative Programme. 1985-1990*, OCDE, Paris, 1992.

⁵ Curieusement le document *Les centrales nucléaires dans le monde*, édité par le CEA (1994), indique que la centrale a été sortie du réseau le 16 janvier 1980.

La conception de KRB-A est quelque peu curieuse (voir schéma en annexe) : le modèle (REB à double cycle) peut être qualifié d'intermédiaire entre les réacteurs à eau bouillante et les réacteurs à eau pressurisée :

- des REB il retient la production directe de vapeur dans le circuit primaire ;
- des REP il retient la présence de trois boucles de circulation comportant chacune une pompe primaire et un générateur de vapeur.

L'arrêt définitif a eu lieu en janvier 1977, suite à un incident ayant remis en cause la viabilité commerciale de la centrale (suralimentation du coeur du réacteur) ; la décision de procéder au démantèlement a été retenue par l'exploitant en 1980 ; une première licence de démantèlement a été octroyée en 1983.

2.1.2 Les opérations de démantèlement

Elles ont été divisées en trois phases : 1/ démantèlement de la partie classique (production d'électricité, condenseur...) ⁽⁶⁾ de 1983 à 1990 ; 2/ démantèlement des systèmes de circulation de l'eau primaire à l'intérieur du bâtiment réacteur (pompes primaires, générateurs de vapeur...) de 1990 à 1994 ; 3/ démantèlement des matériels activés (cuve du réacteur, structures internes, écran biologique), commencé en 1992 (achèvement prévu en 1997).

Le découpage des tuyauteries n'a pas posé de problème particulier. En revanche la taille des générateurs de vapeur ($\varnothing = 2,2$ m, hauteur = 9,2 m) empêchait qu'ils fussent désolidarisés du circuit de refroidissement principal et extraits du bâtiment réacteur. Il fallait donc les découper sur place. Par ailleurs, leur contamination surfacique (allant jusqu'à 50 kBq/cm² dans le cas de KRB-A) nécessitait une stricte limitation du temps de travail passé à proximité.

L'utilisation de techniques de découpe thermique a été jugée inacceptable en raison de la production importante d'aérosols contaminés. Par ailleurs la mise en oeuvre d'une découpe mécanique se heurtait à des problèmes de vibration pour les tubes du générateur ; ces problèmes risquaient de provoquer la rupture des lames de scie.

Une technique originale a été mise au point pour les besoins de KRB : le « sciage en glace ». L'idée de base consiste à remplir d'eau l'échangeur et à la transformer en glace (-15°C) par une circulation d'air froid. Les avantages sont multiples :

- l'eau-glace forme un écran biologique qui facilite le travail du personnel ;
- les tubes sont maintenus solidement et les vibrations ainsi éliminées ;
- la glace contribue au refroidissement de la lame de scie ;
- la production d'aérosols est minimisée (les copeaux d'acier sont beaucoup plus faciles à récupérer).

⁶ Rappelons que dans un réacteur bouillant la partie dite « classique » (circuit vapeur et turbine) est contaminée.

Des essais concluants ont été effectués au préalable sur un échangeur du circuit de refroidissement à l'arrêt, équipement plus petit que le générateur de vapeur mais qui présentait un débit de dose au contact élevé (2 mSv/h). Après « congélation » le matériel est découpé en tranches ; après « décongélation » il est décontaminé (enveloppe) ou placé dans des fûts de 200 l pour super-compaction (tubes et plaques d'espacement).

Le temps de congélation a été de 6 mois pour le premier générateur de vapeur, mais 3 mois seulement pour le deuxième — pratiquement achevé aujourd'hui — grâce à diverses améliorations. Onze découpes ont été effectuées sur chaque générateur : 1 jour pour découper et enlever une tranche, 2 jours pour déplacer le dispositif vers la nouvelle position de coupe.

Après décongélation, la cuve du générateur et les chambres d'entrée et sortie de l'eau primaire ont été décontaminées par électropolissage. Les tubes et autres structures internes ont été placés dans des fûts de 200 litres destinés à une super-compaction.

Pour un générateur, la dose reçue par les travailleurs pour un effort de 13 300 hommes×heures, est 0,174 H.Sv (0,021 H.Sv pour 1100 hommes×heures dans le cas de l'échangeur utilisé comme test).

Le découpage des pompes primaires (27 tonnes) a débuté par une décontamination sommaire qui a permis de ramener les niveaux de contamination surfacique de 50 000 Bq/cm² environ à 1000 Bq/cm². Le bloc de pompe a été découpé en 20 pièces passées à l'électropolissage : 8 heures de traitement étaient nécessaires pour ramener la contamination à moins de 0,5 Bq/cm². Les points chauds résiduels étaient enlevés par intervention manuelle. Cette étape a entraîné une dose collective totale de 0,078 H.Sv.

Les composants activés ont nécessité une palette variée de techniques :

- le couvercle de cuve était relativement peu activé (environ quelques Bq/g) ; le découpage mécanique est apparu comme la technique optimale au regard du coût, du temps de découpe, de l'émission d'aérosols et des déchets produits ;
- l'enveloppe du sécheur de vapeur a été découpée sous eau à l'aide d'une torche à plasma d'arc ; les structures internes sont en cours de traitement ;
- le séparateur eau-vapeur devrait être découpé à l'aide d'un câble diamanté ;
- la protection biologique en béton devrait être découpée avec un câble diamanté ou une scie à chaîne ; l'exploitant a construit sur le site une réplique de la protection biologique (hauteur = 4 m, épaisseur du béton = 1,3 m) et a enlevé 3 blocs de 20 tonnes pour tester l'efficacité de ses choix.

2.2 Quelques installations de l'UKAEA à Windscale (Royaume Uni)

2.2.1 Le réacteur AGR

Ce réacteur de 100 MW thermiques et 32 MW électriques nets a été exploité de 1963 à 1981. C'était un réacteur de démonstration pour la filière AGR. Le coeur était

percé de 253 canaux verticaux dont certains contenaient les barres de contrôle et la majorité contenait les éléments combustibles (barreaux d'uranium naturel d'environ 15 mm de diamètre pour 1 m de longueur).

Il a été décidé de démanteler le réacteur au niveau 3 de l'AIEA, entendu comme suit : enlèvement du combustible et des conduits de combustibles ; enlèvement de la turbine, de l'alternateur et de toute la partie classique ; démantèlement complet du coeur et des équipements environnants ; enlèvement de l'enveloppe de confinement sphérique⁽⁷⁾ et des structures internes en béton ; travaux complémentaires pour une libération du site sans restriction.

Le démantèlement était prévu pour s'achever à l'origine vers 1996. Cependant le CENTRAL ELECTRICITY GENERATION BOARD a supprimé en 1988 son soutien financier au projet, provoquant des délais et une révision de l'ensemble de la planification. NUCLEAR ELECTRIC a décidé ensuite de participer à hauteur de 50% aux dépenses (soit une charge annuelle de 3,5 M£) pour bénéficier de l'expérience acquise.

Après la dépressurisation des circuits, le combustible a été complètement enlevé en 1983. Il a ensuite fallu relever de 12 mètres deux des quatre échangeurs de chaleur pour obtenir un accès facile à la dalle supérieure du réacteur. Cette dalle formant protection biologique a été enlevée (55 tonnes pour la pièce centrale et 85 tonnes pour 12 supports). L'irradiation moyenne dans le coeur était de 1 Gy/h et pouvait atteindre 1000 Gy/h au contact de certaines pièces.

2.2.2 Les cheminées des piles de production du plutonium

Il s'agit des piles dont l'une a été sujette à l'accident que j'ai décrit dans mon précédent rapport. Chacune de ces cheminées en béton est haute de 125 m et consiste en sept sections : fondations, conduit principal, diffuseur, filtres et équipements associés, concentrateur, section supérieure, conduit d'accès terminal. Après son passage en réacteur l'air de refroidissement entrainé dans la cheminée par des conduits en béton de 18 m de haut et 3,5 m de large. Le conduit principal était chemisé de panneaux d'isolation thermique composés de laine de verre, aluminium, acier et fibres de ciment.

Suite à l'incendie de 1957, la cheminée n° 1 est beaucoup plus contaminée que la cheminée n° 2 : les débits de dose sont d'environ 5 mGy/h contre 0,2 mGy/h. Pour cette dernière, des techniques manuelles de démantèlement pouvaient donc être envisagées. Cependant il a été décidé de mettre au point les techniques télécommandées sur la cheminée n° 2 pour les utiliser ultérieurement sans mauvaises surprises sur la cheminée n° 1.

Diverses machines télécommandées ont été mises au point. Lorsque j'ai visité le site au mois de juillet 1994, le projet était parvenu au stade où un robot (rustique) manoeuvré à distance enlevait une à une les plaques d'isolation du conduit principal, monté sur une plateforme que l'on peut descendre et monter à volonté sur la hauteur du conduit.

⁷ Sphère en acier similaire à celle de Chinon A-1.

2.3 Le démantèlement chez BNFL à Sellafield (Royaume Uni)

BNFL a entrepris de longue date des programmes de démantèlement sur son centre de Sellafield. Il s'agissait surtout au début de récupérer de l'espace pour implanter de nouvelles installations. Depuis 1982, le démantèlement est considéré comme une activité à part entière, donc indépendante des projets de construction éventuels. BNFL a révisé complètement sa politique de démantèlement en 1988 ; les résultats de ce réexamen sont désormais actualisés chaque année. Les principales installations démantelées aujourd'hui sont :

- les deux premières lignes de conditionnement du plutonium : elles ont été décontaminées, démantelées et placées en conteneurs pour stockage intérimaire ; les niveaux de contamination étaient très élevés à cause de problèmes d'exploitation importants, mais les niveaux de rayonnements étaient relativement faibles ;
- la première usine de retraitement : la moitié environ de cette grande usine a été nettoyée, décontaminée et partiellement démantelée ; l'objectif était de permettre la reconversion d'une usine traitant de l'uranium naturel métallique en ateliers de cisailage et premier cycle de séparation pour combustible oxyde ;
- l'usine de co-précipitation : cette usine, construite autour d'une ligne de boîtes à gants, effectuait la co-précipitation de combustible oxyde mixte (uranium-plutonium) à l'échelle industrielle, pour la fabrication de combustible de réacteur rapide ; les installations ont été décontaminées et réduites, et les déchets conditionnés pour un stockage intérimaire ; plusieurs techniques ont été développées à l'occasion de ce projet dans les domaines du confinement, de la découpe et de l'inventaire de plutonium ; les matériaux manipulés et le temps écoulé depuis l'arrêt définitif ont provoqué quelques difficultés en matière de protection radiologique ;
- l'installation de récupération des pastilles de combustible mixte hors spécifications ;
- l'usine de récupération d'uranium enrichi : elle a été nettoyée et décontaminée dans la mesure où les déchets produits pouvaient être dirigés vers un centre d'enfouissement en surface ;
- l'usine de production de tritium : ce projet a obligé à améliorer les techniques de mesure de tritium ;
- l'installation de décontamination de site : cette première installation de décontamination de site a été exploitée pendant une trentaine d'années pour des émetteurs α , β et γ à la fois ; elle a subi une contamination extensive mais de faible activité, qui a nécessité la mise en oeuvre d'un programme de mesure et de décontamination pour le béton, la brique et l'acier ;
- le démontage des sections supérieures des cheminées de Windscale.

2.4 Les « installations excédentaires » au centre de Hanford (Washington)

2.4.1 Le site de Hanford

Situé dans l'État de Washington, au Nord-Ouest des États-Unis, le centre de Hanford est implanté dans une région semi aride dont la végétation naturelle est une steppe arbustive. Seule l'irrigation permet le développement des activités agricoles. Le centre est arrosé par la Columbia River qui le longe au nord puis à l'est en coulant vers la ville de Richland puis les villes jumelles de Pasco et Kennewick.

Le site a une superficie totale de 1450 km², soit plus du quart d'un département français. En fait 6% seulement de son étendue a été effectivement utilisée. Le site a été acquis en 1943 par le DoE (*Department of Energy*), dans le cadre du projet Manhattan, afin d'y implanter des réacteurs de production de plutonium et les installations d'extraction de plutonium nécessaires à la confection des armes atomiques.

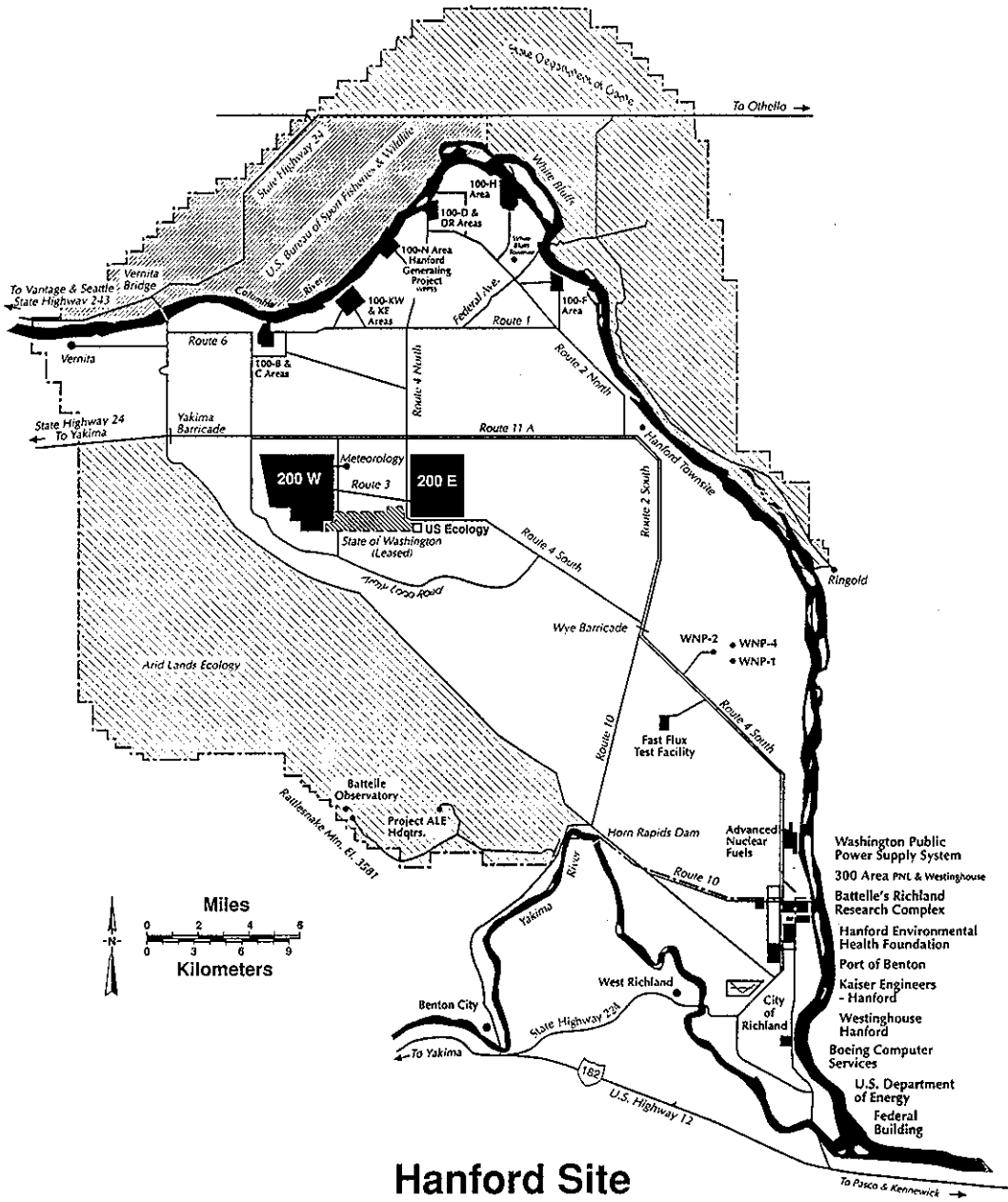
La mobilité géographique est inscrite dans la culture américaine. C'est peut-être pourquoi les habitants des deux bourgades implantées dans le périmètre du futur centre ont été priés de déménager dans les trois semaines qui suivirent la décision... Aujourd'hui seule subsiste une ancienne banque, misérable bâtiment de brique sans étage (voir sur le plan : *Hanford Townsite* le long de la Columbia River, intersection des routes 11 A et 2 Sud, et *White Bluffs Townsite* entre l'aire 100-F et l'aire 100-H).

Certaines portions du site totalisant 665 km² ont été affectées par le DoE à d'autres usagers. Au sud-ouest l'*Arid Lands Ecology Reserve* a été créée en 1967 par la Commission de l'Énergie atomique (prédécesseur du DoE). Érigée en Zone naturelle de Recherches, elle est gérée en vertu d'un accord entre diverses agences fédérales. Sur la rive gauche de la Columbia River divers terrains ont été placés sous l'autorité d'instances fédérales ou étatiques : *US Bureau of Sport Fisheries & Wildlife*, *State Department of Game*.

2.4.2 Activités passées et présentes à Hanford

Les principales zones d'exploitation sont :

- la zone 100, située au nord du site, sur la rive droite de la Columbia River ; elle abrite les 8 réacteurs de production et leurs bâtiments auxiliaires, ainsi que le réacteur N actuellement arrêté ; la zone a une superficie d'environ 11 km² ;
- la zone 200 (ouest et est) située sur un plateau à environ 8 et 11 km au sud de la Columbia River ; elle était dévolue au retraitement, au traitement et à l'évacuation in situ des déchets associés ; elle couvre environ 16 km² ;
- la zone 300, adjacente à la ville de Richland ; elle abrite les installations de recherche et développement ; sa surface est de 1,5 km² ;
- la zone 400 ; elle comprend le réacteur rapide FFTF (*Fast Flux Test Facility*) ainsi que l'installation d'Examen des Combustibles et Matériaux.



Hanford Site

Department of Energy

Office of Communications
 U.S. Department of Energy
 Richland, Washington 99352
 (509) 376-7501

D'autres zones de moindre importance ont été définies selon le même principe (zones 1100, 3000, RCH...) à proximité de Richland pour désigner des installations utilisées en support des activités principales.

Aujourd'hui le DoE a réorienté le centre de Hanford vers : 1/ la gestion des déchets accumulés au cours des décennies d'exploitation, parallèlement à la maîtrise des déchets produits par les activités actuelles ; 2/ la restauration environnementale, pour environ 1100 aires polluées par des produits radioactifs ou non ; 3/ la R&D dans les domaines de l'énergie, la santé, les sciences de l'environnement, les sciences moléculaires, la gestion des déchets, la sécurité nationale... ; 4/ le développement technologique de nouvelles techniques de restauration de l'environnement et de gestion des déchets (caractérisation de site, méthodes d'évaluation, minimisation des déchets et traitement, production d'isotopes...).

Le DoE s'est fixé un objectif à la fois « naturel » et ambitieux : 1/ faire en sorte que toutes ses installations respectent en matière d'environnement les obligations légales et réglementaires établies par les autorités locales, étatiques ou fédérales, aussitôt que possible ; 2/ achever le nettoyage intégral du site à l'échéance de 2018.

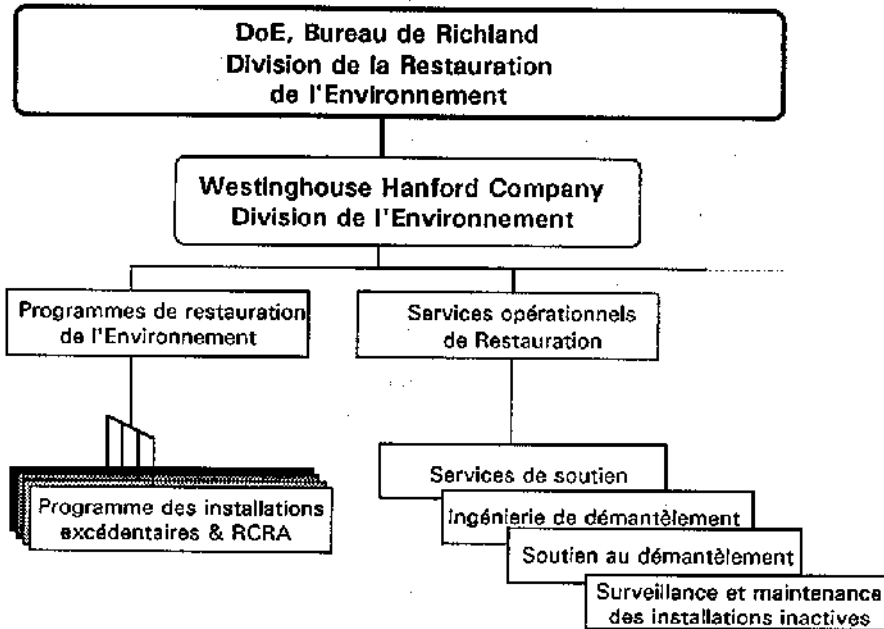
Comme dans quasiment tous ses autres centres, le DoE a délégué ses responsabilités en matière d'exploitation à des contractants. Chaque contractant est responsable de la sûreté, de la sécurité et de la bonne gestion des installations dont il a la charge, de la gestion des déchets, de la surveillance des effluents et de l'environnement. Les quatre contractants de « premier rang » sont :

- WESTINGHOUSE HANFORD COMPANY, filiale de WESTINGHOUSE : assure l'ingénierie et l'exploitation générales du site, la restauration de l'environnement, la gestion des déchets, l'exploitation du FFTF, le maintien en hibernation du réacteur N et de ses auxiliaires, les services de soutien (sécurité incendie, approvisionnements, distribution électrique...) ;
- KAISER ENGINEERS HANFORD : services d'ingénierie, de construction et d'architecture industrielle ;
- HANFORD ENVIRONMENTAL HEALTH FOUNDATION : services de radioprotection et surveillance de l'environnement ;
- BATTELLE MEMORIAL INSTITUTE : exploitation du *Pacific Northwest Laboratory* (R&D dans les domaines de l'énergie, la santé, les sciences moléculaires, les sciences de l'environnement, la gestion des déchets, la sécurité nationale...).

Par ailleurs le site accueille des activités indépendantes du DoE : l'électricien WASHINGTON PUBLIC POWER SUPPLY SYSTEM y exploite le réacteur WNP-2 et tente d'achever la construction des réacteurs WNP-1 et WNP-3 ; le groupe US ECOLOGY gère, sous l'autorité de l'État de Washington, un centre de stockage de déchets de faible activité situé entre les zones 200 Ouest et Est (cf carte du site). SIEMENS exploite une usine de fabrication de combustible (ADVANCED NUCLEAR FUELS) et la ville de Richland abrite également d'autres industries de pointe comme un centre informatique de BOEING.

2.4.3 Le Programme des installations « excédentaires »

Hanford semble être un site voué au démantèlement : plus de 200 installations ont déjà été démantelées depuis 1973, 150 à 200 sont à réformer dans les 10 prochaines années, une centaine actuellement réformées sont placées sur les listes du Programme d'installations excédentaires, et leur démantèlement est en cours ou prévu à court terme.



Le programme est intégré aux activités générales du DoE sur la restauration de l'environnement pour tous ses sites, définies et gérées par l'*Office of Environmental Restoration and Waste Management*.

La majeure partie des installations est située dans les zones 100 et 200. Leur coût annuel d'entretien et de surveillance est d'environ 6 M\$ (année fiscale 1993). Les coûts de démantèlement pour cette même année — à dépenser sur une période de 30 ans — étaient estimés à 1 Md\$ pour les installations inscrites dans le « portefeuille » actuel du programme. Il faut noter que ce coût total estimé chaque année dépend du nombre d'installations dont le démantèlement est achevé, qui sortent donc de son champ d'application, et du nombre qui y sont admises.

Cette admission répond à des critères précis, d'ordre technique et administratif. L'installation et l'aire environnante doivent être « radiologiquement sûres » c'est à dire présenter un inventaire radiologique et chimique complet. Les structures et leur système de surveillance doivent être en mesure de confiner et contrôler les rayonnements, la contamination et les substances chimiques dangereuses. Toutes les matières spéciales (combustibles nucléaires, déchets liquides radioactifs, substances chimiques dangereuses...) doivent avoir été enlevées, ainsi que tous les déchets radioactifs et autres

boues, en vrac ou en conteneurs. La mise en service inactif et la fermeture de l'installation doivent avoir été documentées. Si possible un plan de surveillance et de maintenance doit être fourni. Les systèmes et procédures de sécurité doivent prévenir toute intrusion non autorisée.

Lorsque toutes ces conditions sont remplies, le chef de l'installation peut « négocier » son inscription avec le manager du Programme. L'installation peut également en être retirée, soit parce que le démantèlement est allé à son terme, soit parce qu'il lui a été trouvé une nouvelle destination.

Les opérations du programme doivent se plier à un ensemble volumineux de législations et réglementations. Il s'agit soit de lois fédérales (protection de l'environnement) ou étatiques (gestion des déchets dangereux), soit de règles internes au DoE (règles budgétaires, sûreté et sécurité industrielle, protection radiologique des travailleurs, application des lois aux sites DoE...).

L'achèvement des opérations de démantèlement donne lieu à la rédaction d'un rapport incluant un état des lieux radiologique et chimique.

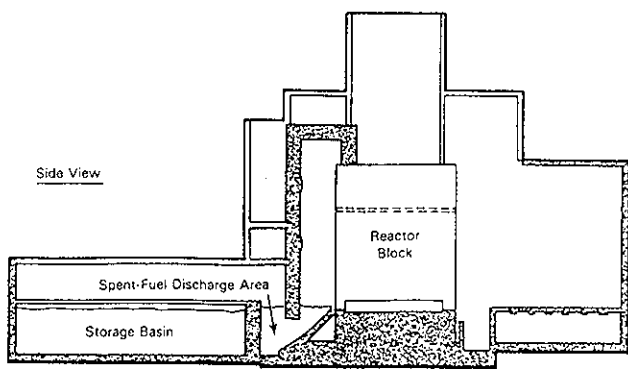
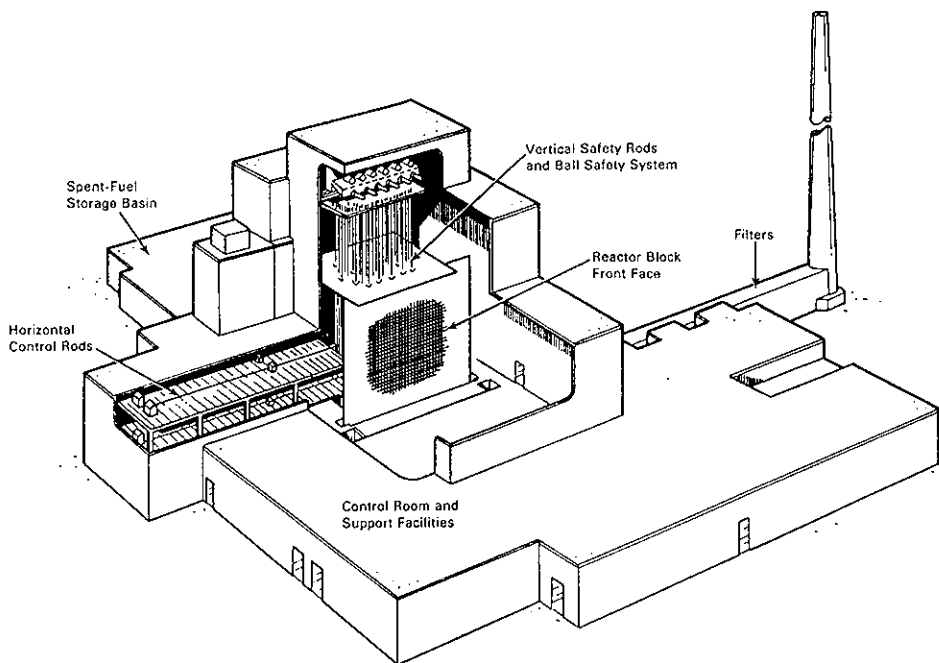
Dans la zone 100, sont inscrits au programme les 8 réacteurs de production et un certain nombre d'installations auxiliaires (piscines à combustible, canalisations de circulation de l'eau primaire, cheminées...). Dans la zone 200, où 50 installations environ sont concernées, on peut relever un atelier de concentration de plutonium, une usine 'canyon' de traitement de l'uranium (plus de 200 m de longueur), des ateliers de régénération de solvants, divers réservoirs souterrains...). Dans la zone 300 le programme ne considère que les installations qui ont été contaminées. Enfin, sur l'ensemble du site, une vingtaine d'installations non contaminées radiologiquement sont également inscrites sur la liste.

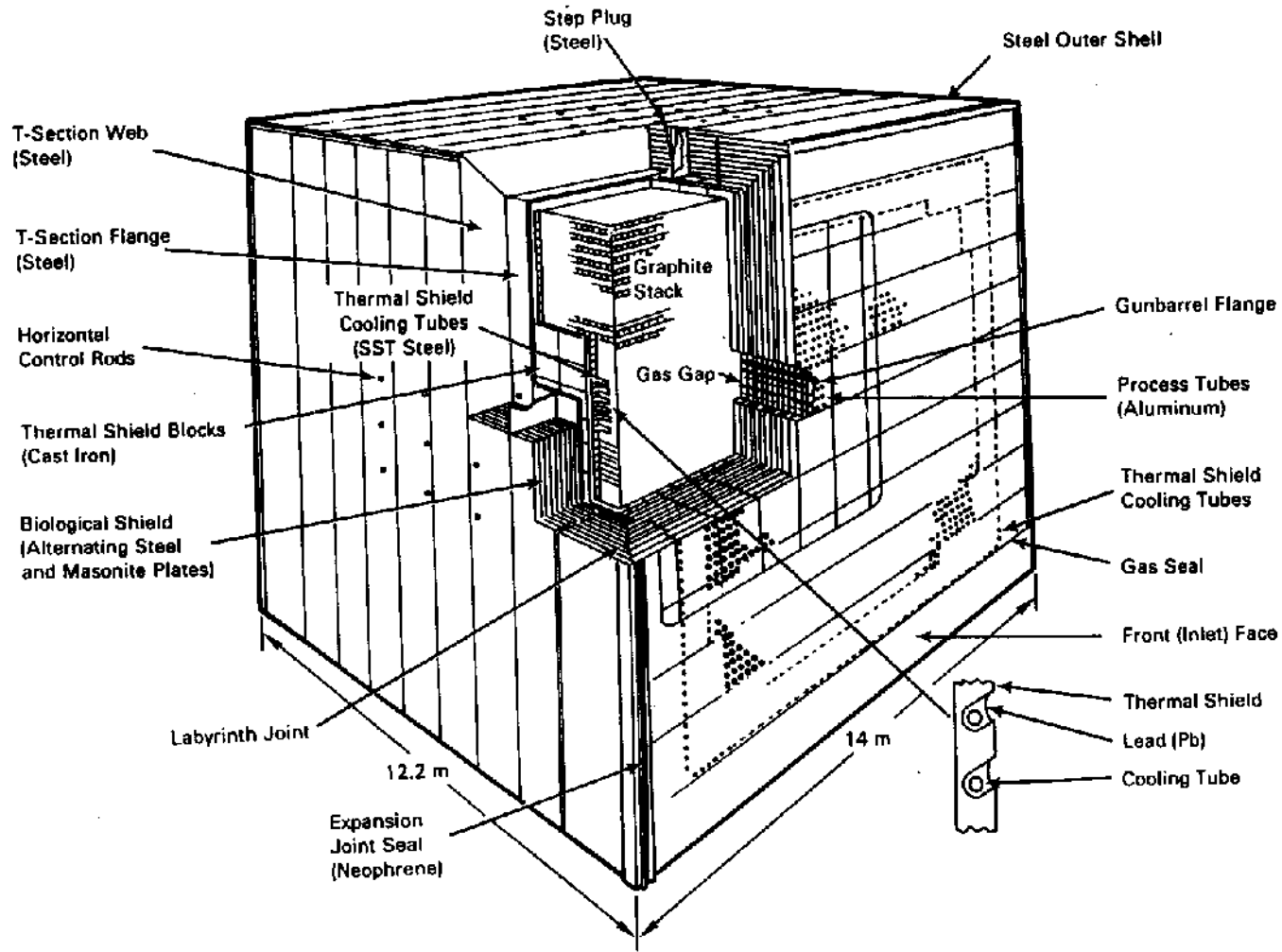
2.4.4 Le Grand Projet de « démantèlement »

Un des morceaux de choix dans ce programme est le démantèlement de 8 parmi les 9 réacteurs de production de plutonium construits sur le centre. Alors que le réacteur N est en arrêt provisoire, les réacteurs B, C, D, DR, F, H, KE et KW ainsi que leurs bâtiments auxiliaires ont été définitivement retirés du service par le DoE.

Les 8 réacteurs déclassés ont été construits de 1943 à 1955 le long de la Columbia River, qui fournissait l'eau de refroidissement. Le dernier a été arrêté en 1971. Tous sont de conception similaire sauf les plus récents (KE et KW) : il s'agit de réacteurs modérés au graphite et refroidis à l'eau. KE et KW diffèrent de leurs prédécesseurs par le nombre, la taille et le type des canaux à combustible, la taille de la pile de graphite et la nature des protections placées autour du coeur.

Le bâtiment réacteur typique est une structure en béton renforcé d'environ 76 m de longueur, 70 m de largeur et 29 m de hauteur. L'épaisseur est maximale (0,9 à 1,5 m) autour du bloc réacteur, alors que les parties supérieures sont de construction plus légère. Pour cette raison le bâtiment réacteur ne peut être considéré comme une enceinte de confinement.





Le bloc réacteur est formé d'un empilement de graphite enfermé dans un bouclier thermique en fonte parcouru par des tuyaux de refroidissement (20,3 à 25,4 cm d'épaisseur) et un bouclier biologique. Celui-ci est constitué d'un « mille-feuilles » de plaques d'acier et de couches de béton à agrégats (1 à 2 m d'épaisseur). Sa masse totale est d'environ 8117 tonnes ; ses dimensions sont 12,2 m pour la profondeur, 14 m pour la largeur et 14 m pour la hauteur.

2004 canaux horizontaux de 4 cm de diamètre traversant le bloc réacteur contiennent les éléments combustibles et les tubes de refroidissement. Les pénétrations horizontales de barres de contrôle étaient situées sur le côté gauche du réacteur (par rapport à la face avant) alors que les pénétrations des barres de sûreté étaient verticalement au sommet du bloc. Le côté droit donnait passage à des dispositifs expérimentaux. La piscine à combustible usagé était située à proximité de la face arrière.

Un dispositif complémentaire de sûreté avait été ajouté, qui a causé une désagréable surprise aux exploitants de l'un des réacteurs. Je ne peux résister au plaisir de rapporter l'anecdote, car elle prouve que l'on peut tout prévoir... sauf l'imprévisible.

En cas d'urgence et de panne des barres de sûreté, il était prévu de lancer dans l'empilement de graphite une multitude de billes en acier boré, destinées à absorber les neutrons donc arrêter la réaction en chaîne. Le jour où ce système fut achevé d'être installé, l'ingénieur qui en présentait le fonctionnement à ses collègues chargés de l'exploitation expliquait qu'il ne fallait déclencher cette ultime sauvegarde qu'en cas « désespéré », car il serait après très difficile de récupérer les billes absorbantes disséminées dans les blocs de graphite.

C'est en désignant le bouton « sensible », qu'il ne fallait donc toucher sous aucun prétexte, que cet ingénieur malheureux eut un geste un peu brusque... Et les billes de pleuvoir sans fin dans le graphite ! Il a été effectivement impossible de les récupérer toutes, et les performances du réacteur en ont été légèrement modifiées.

Les réacteurs étaient exploités selon un cycle de 28 jours. Un quart du cœur était déchargé à chaque cycle. Il fallait 3 jours pour passer de la criticité à la pleine puissance.

En ces temps héroïques la protection radiologique n'était pas un souci exemplaire et les pratiques étaient quelque peu « approximatives ». Trois exemples me semblent particulièrement significatifs :

- le réacteur était équipé de dispositifs de détection des ruptures de gaines ; cependant la configuration des tuyauteries correspondantes sur la face avant du réacteur ne permettait pas de connaître précisément le canal où avait eu lieu éventuellement une telle rupture ; à chaque arrêt, une personne se déplaçait sur la face avant, aux endroits où il semblait qu'un canal contient un élément percé, munie d'un dispositif de détection portatif afin de localiser précisément ce canal ;
- le déchargement des combustibles se faisait par introduction des nouveaux éléments par la face avant, les anciens tombant par la face arrière directement

dans une piscine intermédiaire ; les opérations de déchargement étaient inspectées visuellement par une équipe en face arrière ; il est vrai qu'elle était protégée des éclaboussures de la piscine par des blouses et des masques...

- l'un de mes interlocuteurs m'a indiqué que chaque année il cessait le travail en zone contrôlée aux alentours du mois d'octobre, car il atteignait alors la limite de dose ; souvenons-nous par ailleurs que les États-Unis n'ont adopté et mis en application que tout récemment les recommandations contenues dans la CIPR 26 (1977) !

Pour un projet de démantèlement, le *National Environmental Policy Act* de 1969 impose de réaliser une étude d'impact environnementale. Celle-ci a été lancée à partir de 1985 dans le cas des réacteurs de production. Suite à cette étude, il m'a été dit lors de ma visite sur le site que l'option retenue consiste à transporter en une seule pièce chaque bloc réacteur (9000 tonnes environ) de la zone 100 vers la zone 200.

A cette fin, le DoE prévoit de démolir le bâtiment réacteur, creuser une tranchée sous le bloc, y placer des poutres métalliques, former un « brancard » pour le bloc réacteur, puis déplacer l'ensemble à l'aide de deux transporteurs lourds. Plusieurs mois sont prévus pour le déplacement de chaque réacteur (il y a une petite côte à gravir pour parvenir à la zone 200).

Le gigantisme du projet incite à se poser deux questions :

1/ *pourquoi vouloir déplacer les réacteurs ?* La réponse tient à l'implication de l'EPA dans le dossier, bien que le DoE ne soit pas soumis directement à l'autorité de cette agence fédérale :

- l'EPA souhaite que les rives de la Columbia River soient dégagées de toute source directe de pollution (radioactive ou chimique) afin que les risques encourus par la population des trois villes situées en aval du centre (Richland, Kennewick, Pasco) ne soient pas trop importants ;
- les sites actuels des réacteurs ont été conçus en prenant en compte la crue centenaire et le DoE estime nécessaire d'accroître les marges de sécurité ; la zone 200, située sur un plateau élevé de 100 m environ par rapport à la rivière, est tout à fait adéquate ; elle présente de plus l'immense « avantage » d'être trop contaminée pour pouvoir être réutilisée à des fins autres que nucléaires...

2/ *pourquoi avoir choisi de conserver l'intégrité des réacteurs ?* L'étude d'impact environnementale montre qu'il s'agit de la « meilleure » solution ; la contrainte technique n'est cependant pas mince : il faudra en effet s'assurer que le transport (qui doit s'accomplir sur plusieurs kilomètres) ne menace pas l'intégrité physique du bloc réacteur.

Le Grand Projet n'est cependant pas encore sur les rails : la cohérence d'un tel projet nécessite en effet de déplacer les dépôts de déchets (liquides, boues...) qui entourent les bâtiments actuels. Aucune décision n'a encore été prise à ce sujet.

2.5 La centrale de Fort St. Vrain (Colorado, États-Unis)

Aux confins des Grandes Plaines qui à l'Est descendent doucement vers le Mississippi, dominée au couchant par les sommets des Montagnes Rocheuses, il est une petite centrale qui achève sa vie nucléaire pour se reconvertir à la combustion de gaz naturel.

2.5.1 Un prototype malchanceux

La centrale de Fort St. Vrain est une tête de série de la filière « réacteur Haute température et refroidi au gaz ». D'une puissance de 342 MWe bruts et 330 MWe nets, elle a été construite à partir de 1968, a reçu son combustible en 1973, a été couplée au réseau en décembre 1976, a été mise en service commercial en 1979, enfin a été arrêtée en août 1989. Son exploitant est la compagnie électrique PUBLIC SERVICE C^o OF COLORADO (PSCO).

Le réacteur a été conçu à partir du réacteur de Peach Bottom-1 (Pennsylvanie), machine expérimentale de 40 MWe qui a opéré de janvier 1967 à octobre 1974. Le choix de cette filière, d'après Don WAREMBOURG, chef du projet de démantèlement, résulte de la conjonction de deux facteurs :

- la disponibilité de combustibles fossiles à des coûts relativement faibles dans le Colorado ;
- la conception d'un projet jugé à l'époque très compétitif et potentiellement prometteur :
 - le réacteur a été fourni « clefs en main » par GENERAL ATOMICS pour 37,2 M\$; les travaux effectués par ailleurs pour PSCO (préparation du site, groupe turboalternateur...) ont conduit à un coût total de 53,2 M\$ (prix de l'époque), ce qui était attractif ;
 - l'économie du projet était fondée sur la récupération de l'uranium *via* le retraitement et un facteur de charge moyen de 39%.

Ces prévisions alléchantes ont été démenties par les faits : le réacteur a multiplié les problèmes techniques et le contexte économique a évolué radicalement :

- le facteur de capacité n'a jamais dépassé 15% : la chaudière nucléaire a toujours fonctionné correctement mais les circulateurs d'hélium ont manifesté des faiblesses rédhibitoires (entrées d'eau intempestives dans l'enceinte de circulation du gaz) ;
- le coût du combustible a été significativement plus élevé que ce qui était prévu :
 - GENERAL ATOMICS était en position de monopole sur un marché réduit *de facto* à un seul réacteur ;

- l'abandon de la politique de retraitement a transformé radicalement les conditions financières des approvisionnements en matières et combustibles ;
- au total, au moment de la fermeture, le coût du combustible prévu pour le prochain cycle aurait été de 2,8 c/kWh contre 2,7 c/kWh pour le coût total de production d'électricité à partir du charbon et 2,2 c/kWh pour le coût total de l'électricité achetée par PSCO à des producteurs indépendants ;
- le prix de vente fixé par la Commission des Services Publics du Colorado n'était que 4,8 c/kWh, alors que le coût du combustible représentait déjà près de 60% de ce montant ;
- il a toujours été refusé à la compagnie d'obtenir des subventions gouvernementales ou d'autres électriciens privés, alors que le statut de tête de série aurait pu ouvrir cette possibilité ;
- les pertes financières continues pour PSCO avaient un impact significatif sur sa notation par les établissements financiers, donc pesaient sur le coût de son financement.

Confronté à ce faisceau de facteurs défavorables, le conseil d'administration de PSCO a donc décidé que la centrale serait arrêtée définitivement en juin 1990. Un dernier coup du sort allait encore déjouer cette décision. En août 1989 surviennent à la fois une défaillance dans la manoeuvre des barres de contrôle et des défaillances dans les structures internes d'un générateur de vapeur. Chacun de ces deux événements aurait nécessité des réparations longues (en particulier du fait de la très grande difficulté pour accéder aux générateurs de vapeur) et coûteuses. Le sort de Fort St. Vrain était scellé.

2.5.2 Une brève description du réacteur

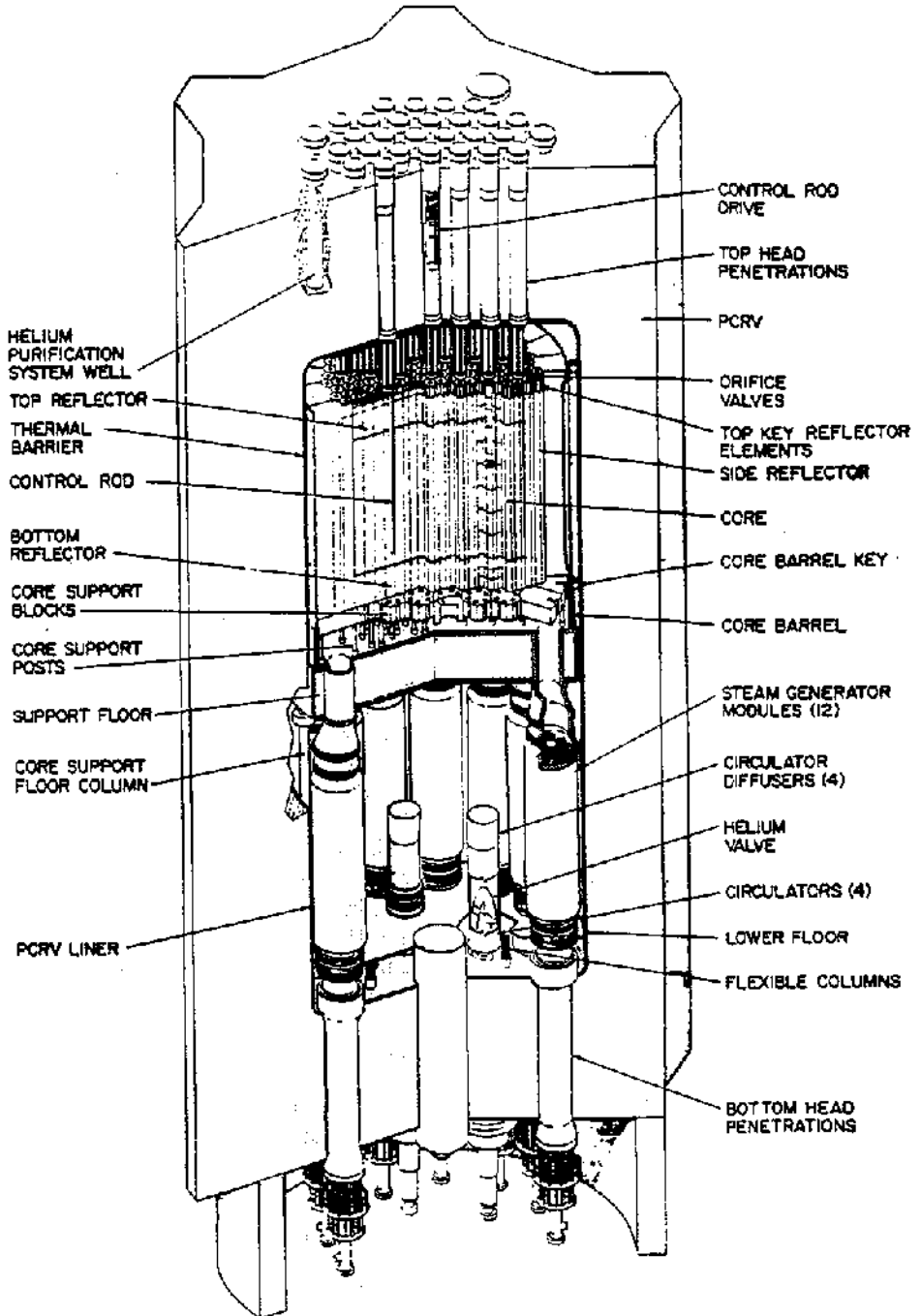
Les fondations du bâtiment réacteur reposent directement sur le socle rocheux naturel (15 m au-dessous du niveau du sol). Le bloc du réacteur est constitué d'un caisson en béton précontraint d'environ 35 m de hauteur pour 15 m de « diamètre » (section quasi-hexagonale). Ce caisson est creusé d'une cavité de 25 m de hauteur et 10 m de diamètre, divisée en deux parties par la plaque de support du coeur et revêtue d'une chemise en acier de 1,5 cm d'épaisseur.

Le coeur occupe la partie supérieure de la cavité. Il est constitué d'un empilement de 1170 blocs de graphite (modérateur) et de 1482 éléments combustibles dont la masse totale est de 32 tonnes. Le combustible est formé d'un mélange de thorium 232 et d'uranium enrichi à 97% en U²³⁵. Ce combustible était renouvelé par 1/6 tous les ans.

La partie inférieure de la cavité accueille les circuits de récupération de la chaleur produite dans le coeur :

- le gaz de refroidissement est l'hélium ; il est mis en mouvement grâce à 4 circulateurs et traverse le coeur de haut en bas ;

FORT SAINT VRAIN STATION PRESTRESSED CONCRETE REACTOR VESSEL (PCRV)



— l'hélium chaud entre dans 12 générateurs de vapeur organisés en deux boucles indépendantes ; la température d'entrée est de 780°C, celle de sortie 400°C ; la vapeur est produite à une température de 540°C environ ; elle est évacuée par des pénétrations percées au fond du caisson.

La production d'électricité est assurée par un seul groupe turboalternateur de 330 MWe.

2.5.3 La définition de la stratégie de démantèlement et le déroulement des processus réglementaires

Comme beaucoup d'électriciens, PSCO est soumis à une double tutelle : celle de la NRC pour ce qui concerne la réglementation des activités nucléaires ; celle de la Commission des Services publics du Colorado (PUC : *Public Utilities Commission*) pour ce qui concerne la réglementation économique (principalement la tarification)⁽⁸⁾. Pour procéder au démantèlement de Fort St. Vrain, il fallait donc que chacune de ces deux autorités donnât son accord aux projets de l'exploitant et fixât les conditions qu'elle souhaitait voir respecter.

1. La *Possession Only License*. PSCO a soumis à la NRC un plan préliminaire de démantèlement en juin 1989, amendé en juin 1990 pour tenir compte de l'arrêt prématuré de l'installation. Un plan définitif a été soumis en novembre 1990. Il tendait à obtenir une *Possession Only License* (POL), qui définit les obligations réglementaires des personnes (morales) dont la seule activité est de détenir certaines matières radioactives. Les risques encourus étant moins importants que lors de l'exploitation d'un réacteur, le régime juridique est moins contraignant⁽⁹⁾.

La demande de POL était justifiée par le fait que le combustible avait été presque entièrement déchargé du réacteur et que les restrictions physiques et administratives imposées au mouvement des barres de contrôle empêchait que le réacteur devînt critique.

Tirant argument de ces constatations, la NRC a dans un premier temps exempté Fort St. Vrain de maintenir un plan d'urgence hors site (janvier 1991). En revanche il restait obligatoire de conserver un plan d'urgence interne ; celui-ci a été adapté au pire accident envisageable désormais dans la centrale : la chute dans le bâtiment réacteur d'un conteneur de manipulation du combustible usagé. Enfin la POL a été accordée le 21 mai 1991. Elle impliquait l'autorisation d'évacuer le combustible hors du site et de commencer les premières opérations de décontamination.

Le plan définitif de démantèlement a été approuvé en novembre 1992.

2. Reconversion de la centrale et financement du démantèlement. Parallèlement au processus engagé auprès de la NRC, PSCO soumettait à la PUC un projet de reconversion de Fort St. Vrain en centrale à gaz. Si ce projet était accepté, PSCO

⁸ Je fais ici abstraction des multiples autres agences fédérales (p.ex. FERC) ou ministères de l'État du Colorado habilités à intervenir d'une façon ou d'une autre dans les activités des électriciens...

⁹ Voir les développements consacrés au traitement juridique du déclassement des installations nucléaires, dans le chapitre III.

démantèlerait immédiatement le réacteur, sinon il serait placé en stockage sous surveillance ⁽¹⁰⁾ pendant 55 ans. En effet, le projet de reconversion prévoyait de réutiliser une partie des bâtiments ainsi que le groupe turboalternateur ; au cas où il serait adopté, il convenait donc que le site fût libéré pour obtenir la place nécessaire en profitant des infrastructures existantes et nettoyé afin d'éviter des mesures coûteuses de surveillance et protection radiologiques. Par ailleurs le coût des deux stratégies était estimé pratiquement équivalent.

Cependant certaines raisons penchaient en faveur du démantèlement immédiat : incertitude réglementaire sur une durée de 50-60 ans, impact financier annuel sur les comptes de l'entreprise, méfiance des investisseurs qui augmente le coût du financement sur les marchés ⁽¹¹⁾, pas de réduction significative des volumes de déchets produits, difficulté accrue pour un processus réglementaire d'autorisation dans le cas d'un scénario de reprise de la production électrique, maintien du régime de responsabilité civile découlant de la loi PRICE-ANDERSON ⁽¹²⁾...

Le projet de reconversion était inclus dans une négociation globale sur le financement du démantèlement.

Depuis sa création et sa mise en service commercial, l'inclusion de Fort St. Vrain dans la base tarifaire de PSCO autorisée par la PUC ⁽¹³⁾ était vivement contestée, au nom du caractère prototype de ce réacteur. Six plaintes avaient été déposées, tendant à obtenir le retrait de Fort St. Vrain de la liste des centrales agréées par les autorités de l'État. Les plaignants estimaient qu'il n'appartenait pas aux consommateurs de supporter le coût de mise au point d'un prototype.

En 1986 la PUC avait décidé que : 1/ Fort St. Vrain serait retiré de la base tarifaire de PSCO ; 2/ les recettes annuelles réglementées de PSCO seraient diminuées de 33 M\$; 3/ PSCO devrait rembourser aux usagers 75 M\$; 4/ PSCO pourrait acheter l'électricité produite par Fort St. Vrain au prix de 4,8 c/kWh ; 5/ PSCO supporterait entièrement le coût du démantèlement. En échange les six actions en justice étaient abandonnées.

En octobre 1991 PSCO déposait une demande auprès de la PUC du Colorado, tendant à l'abrogation de la décision de 1986 et l'autorisant à « lever » sur les usagers 124 M\$ sur 10 ans. Cette somme était destinée à couvrir le coût du démantèlement de Fort St. Vrain, estimé à 150,8 M\$, alors que PSCO avait provisionné dans ses comptes

¹⁰ Stratégie SAFSTOR (voir chapitre III).

¹¹ En janvier 1991 la notation financière de PSCO a été dégradée par l'agence Moody's. Les raisons étaient les incertitudes sur les conséquences financières du démantèlement et la dépendance de Fort St. Vrain vis-à-vis des achats extérieurs d'électricité pour garantir ses contrats de fourniture. 297 M\$ d'obligations étaient concernés.

¹² Celle-ci limite à 63 M\$ la responsabilité de l'exploitant en cas d'accident sur une installation nucléaire, mais ne limite pas son champ d'application aux seuls accidents proprement nucléaires : les accidents « classiques » sont aussi concernés.

¹³ Disons pour simplifier que les *Public Utilities*, soumises à la réglementation de la PUC de chaque État, ne peuvent percevoir de recettes que si elles y ont été autorisées par la PUC. Les centrales doivent donc être inscrites sur la liste constituant la base tarifaire de l'électricien ; les tarifs d'achat et de vente sont négociés avec l'autorité administrative et fixés par celle-ci.

26,8 M\$ sur la période d'exploitation de la centrale. Cette surcharge tarifaire représentait environ 10\$ par an pour chaque foyer, sur la période 1993-2004. Le taux d'actualisation retenu était 9% par an ⁽¹⁴⁾. En échange, PSCO s'engageait à reconvertir les installations en centrale à gaz.

La PUC a donné son accord à ce plan le 21 novembre 1991, sous quelques réserves (structure du capital de PSCO, plan de retraite de ses employés...) et à la condition que PSCO contribue au financement de la Fondation du Colorado pour l'Assistance Énergétique pendant les 12 ans où la surcharge tarifaire sera prélevée.

Cet accord sonnait ainsi le début des opérations de démantèlement : le transfert du combustible usagé vers une installation « provisoire » située dans le périmètre de la centrale.

3. La gestion cahotique du combustible irradié. Ce transfert marquait l'épilogue d'une bataille juridique serrée autour du sort à réserver au combustible usagé.

En 1965, PSCO avait signé avec le DoE un contrat prévoyant l'évacuation du combustible usagé de Fort St. Vrain vers l'IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY, afin d'y procéder au retraitement des éléments combustibles. L'abandon de la politique de retraitement par l'administration américaine en 1977 transformait *de facto* l'objet du contrat en stockage du combustible à l'INEL.

L'évacuation éventuelle vers le site de Yucca Mountain (Nevada) serait de toute façon impossible : les combustibles sortis de Fort St. Vrain ne répondent pas — à un coût supportable — aux spécifications imposées aux colis acceptables à Yucca Mountain. En effet ceux-ci ne doivent pas renfermer plus de 200 kg d'éléments fissiles par conteneur. Or le fort taux d'enrichissement en U²³⁵ dans le combustible utilisé à Fort St. Vrain imposerait de ne placer qu'un seul élément par conteneur... Ceci amènerait le coût du stockage à près de 200 M\$.

Le transfert vers l'INEL s'est heurté de longue date à l'opposition du gouverneur de l'Idaho. L'année 1991 a été marquée par une escalade dans les actions judiciaires intentées par les uns contre les autres, à partir d'une injonction du gouverneur ANDRUS interdisant le passage du combustible sur le territoire de l'Idaho. Le gouverneur faisait une question de principe du respect du droit des États face aux agences fédérales. Parallèlement plusieurs propositions de lois étaient déposées à la Chambre de l'Idaho, demandant que l'INEL ne devienne pas un centre de stockage de tous les déchets que doit gérer le DoE ⁽¹⁵⁾ et se recentre sur ses missions de recherche.

Confronté à cette opposition soutenue, PSCO a décidé de construire sur le site une installation de stockage à sec, conçue par l'ingénieur FOSTER & WHEELER. D'un coût de 20 M\$ environ, l'*Independent Spent Fuel Storage Installation* (ISFSI) comporte six casemates refroidies par ventilation naturelle. L'ISFSI, achevée en septembre 1991, a reçu l'autorisation de la NRC au mois de novembre 1991. Le transfert des éléments

¹⁴ Voir chapitre II pour la notion d'actualisation.

¹⁵ L'INEL est normalement le centre de stockage de tous les déchets contaminés au plutonium générés par le DoE.

combustibles a eu lieu de décembre 1991 à juin 1992. Les puits de l'ISFSI contiennent également 37 éléments de barres de contrôle et 6 sources neutroniques, dans des conteneurs en acier au carbone chemisés d'aluminium. La durée de l'autorisation est de 20 ans, renouvelable pour 20 autres années.

L'intérêt financier est évident. En conservant le combustible dans les installations de stockage utilisées en exploitation, PSCO dépensait 2,5 M\$ par mois (maintien de la licence initiale et maintien de personnel). En utilisant l'ISFSI, le coût n'est plus que de 750 000 \$ par mois. L'installation est donc amortie en une quinzaine de mois.

PSCO n'a pas abandonné pour autant l'idée de faire respecter le contrat signé avec le DoE. Sur l'injonction des juges, celui-ci a engagé une étude d'impact sur l'environnement, relative au projet de stockage du combustible à l'INEL. Les juges ont en effet estimé que le DoE doit obtenir un « permis environnemental » de l'Idaho pour procéder au transfert routier et au stockage. Par ailleurs les autorités de l'Idaho contestent les premières évaluations du DoE :

- les limites autorisées pour les effluents gazeux de l'INEL seraient dépassées ;
- les capacités de l'INEL seraient saturées avant d'avoir accueilli tout le combustible de Fort St. Vrain, et le DoE serait obligé de toute façon de rechercher un autre site.

Le DoE a publié en août 1994 une première version de l'étude d'impact, pour commentaire public. La décision est attendue pour juin 1995. Par ailleurs la NRC a approuvé en juin 1994 la conception des châteaux de transport, dont les premiers exemplaires doivent être livrés au second trimestre 1995.

2.5.4 La mise en oeuvre du démantèlement

PSCO, électricien et exploitant nucléaire, n'entendait pas réaliser lui-même les opérations matérielles de démantèlement. Fidèle à la tradition anglo-saxonne, il a choisi de déléguer ses responsabilités opérationnelles ⁽¹⁶⁾ à des contractants de premier rang.

1. Le choix des contractants. L'appel d'offres, proposé à 7 compagnies, offrait trois options à prix fixe : démantèlement simple ; projet combiné de démantèlement et reconversion en centrale à gaz ; étude générale du démantèlement et de la reconversion en projet combiné. Les 5 offres reçues ont été évaluées en accordant un poids important au critère technique. En particulier PSCO voulait éviter de s'engager dans des approches trop innovantes, faisant appel à des outils sophistiqués de manipulation à distance ou robotisés. Quatre offres étaient réellement « sérieuses », qui se tenaient dans une fourchette de prix de $\pm 5\%$. Une *short list* de 2 prétendants a été établie, et l'équipe constituée autour de WESTINGHOUSE a été finalement choisie en avril 1991, pour un prix fixe légèrement supérieur à 100 M\$. Cette équipe est formée de :

¹⁶ Mais PSCO reste le détenteur des autorisations (licence normale puis POL) : il ne peut donc échapper aux responsabilités de nature juridique qui en découlent.

- WESTINGHOUSE : direction et ingénierie générales du projet, gestion des activités réglementaires, planification, développement des procédures et spécifications de travail ;
- MORRISON-KNUDSEN FERGUSON : opérations matérielles, fourniture de la main d'oeuvre ;
- SCIENTIFIC ECOLOGY GROUP : soutien en radioprotection ;
- BLACK & VEATCH : ingénierie de la reconversion en centrale à gaz.

PSCO conserve la responsabilité générale du projet. Cela se traduit par le maintien d'une équipe de 70 personnes (dont certaines à temps partiel), qui exercent une surveillance journalière sur les contractants et doivent approuver chaque jour les activités prévues. Tous les documents de WESTINGHOUSE doivent être approuvés par les équipes de PSCO. Les effectifs supervisés par WESTINGHOUSE varient entre 190 et 250 personnes selon les phases du projet.

2. Les opérations de démantèlement. Des travaux préliminaires avaient eu lieu pendant l'été 1992. Cependant les véritables opérations n'ont débuté qu'en janvier 1993, après la réception de l'autorisation réglementaire. Ces opérations se déroulent dans un contexte spécial : l'ensemble des structures contaminées⁽¹⁷⁾ est situé à l'intérieur du caisson en béton qui ne comporte aucune ouverture susceptible d'être utilisée pour introduire des hommes et des machines.

La volonté d'éviter toute contamination du bâtiment réacteur et des travailleurs par la poussière de graphite présente dans le coeur a conduit PSCO à retenir un procédé de démantèlement par voie humide. Une circulation d'eau a été établie dans la cavité interne du caisson, munie de filtres — pour éviter l'encrassement du système — et de résines échangeuses d'ions — pour maintenir la qualité radiologique de l'eau. Par ailleurs l'eau fournirait un écran biologique lors de la découpe des structures internes du caisson.

Il fallait tout d'abord ouvrir un accès à la cavité interne, ce qui impliquait d'enlever la tranche supérieure du caisson épaisse d'environ 4,4 m. La solution adoptée consistait à découper à l'aide d'un câble diamanté un plan horizontal situé à 30 cm seulement au-dessus de la chemise en acier du caisson. Puis des découpes verticales ont divisé la plaque de béton hexagonale (110 tonnes au total) en douze « parts de gâteau », qui ont pu être extraites de leur logement grâce au pont roulant du bâtiment réacteur. Chacun de ces blocs de béton a ensuite été réduit en trois morceaux, placés dans des conteneurs métalliques *ad hoc* et envoyés au centre de Hanford pour enfouissement. La surface inférieure des blocs⁽¹⁸⁾ présentait un débit de dose au contact de 10 à 15 mSv/h.

La couche de béton de 30 cm d'épaisseur a été enlevée avec des moyens traditionnels. La partie supérieure de la chemise en acier protégeant l'intérieur de la cavité a été découpée avec une torche oxy-acétylénique et les morceaux d'acier envoyés

¹⁷ Après l'arrêt 95 % de la radioactivité était concentrée dans le coeur (une fois le combustible enlevé) contre 5 % dans le reste des circuits (générateurs de vapeur, circulateurs d'hélium...).

¹⁸ Rappelons que cette surface se trouvait donc à 30 cm environ de la cavité interne, dans l'épaisseur du caisson.

à Hanford. L'abondance des poussières et des fumées obligeait à changer les filtres de la ventilation toutes les 15 minutes.

Les opérateurs du démantèlement se sont ensuite trouvés confrontés à un problème inédit : l'introduction d'eau dans le coeur avait entraîné la formation d'une couche superficielle de boue radioactive à partir de la poussière de graphite. La consistance de cette boue empêchait qu'elle fût pompée par des moyens mécaniques. C'est donc à la pelle que la surface de l'eau fut nettoyée. La boue avait un débit de dose au contact de 1,5 mSv/h.

Une plateforme rotative destinée à effectuer les opérations de démontage des structures internes a ensuite été placée au-dessus de la surface de l'eau, accessible par des escaliers et des échelles. Ces opérations ont été successivement :

- l'enlèvement des 1770 blocs de graphite : dans le coeur, sous eau, ils étaient déplacés vers un panier blindé, remontés sur la plateforme et introduits dans des conteneurs envoyés à Hanford ; le rayonnement maximal au contact des blocs de graphite était de 3,5 Sv/h ;
- le découpage du cuvelage du coeur (cylindre de 9 m de diamètre, 9 m de hauteur et 6 cm d'épaisseur) : WESTINGHOUSE a utilisé la technique du plasma d'arc ; le débit de dose au contact pour les parties inférieures du cuvelage allaient jusqu'à 1,2 Sv/h ; un manchon en Inconel (activité = 0,25 à 0,9 Sv/h) et une plaque cylindrique d'isolation thermique en Hastelloy (activité = 0,9 à 1,2 Sv/h) ont aussi été enlevés ;
- l'enlèvement de l'isolation thermique du support de coeur : il a fallu utiliser des plongeurs placés derrière des protections biologiques spécialement adaptées ; le débit de dose ambiant (sous eau) était en effet de 3 mSv/h en moyenne, limitant les temps de plongée à 30 mn ; la recherche d'une meilleure productivité¹⁹ a conduit à améliorer les protections biologiques, qui ont ramené l'exposition moyenne des plongeurs à 0,2 mSv/h environ ;
- l'enlèvement de la plaque de support du coeur et des dispositifs associés (orifices des générateurs de vapeur ; plots de support...) : cette opération était en cours lors de ma visite à la centrale ; là encore on a fait appel à des plongeurs ; le débit de dose moyen au contact est estimé à 40 mSv/h sur la face supérieure de la plaque et 400 mSv/h sur la face inférieure ; la plaque sera soulevée d'une seule pièce vers le sommet du caisson, où elle sera segmentée.

Une fois la plaque de support du coeur enlevée, il sera possible d'accéder à la partie inférieure de la cavité dans le caisson. Les générateurs de vapeur seront envoyés en une seule pièce à Hanford. La couche superficielle de béton activé à l'intérieur du caisson sera ensuite découpée grâce à un câble diamanté. Enfin l'ouverture pratiquée dans la partie supérieure du caisson sera obturée par une plaque d'acier.

¹⁹ L'objectif était de parvenir à un temps de plongée de 1 heure et demi à 2 heures.

Le réacteur « radiologiquement sain » sera laissé en l'état pour une démolition complète à un horizon encore indéterminé. Il est prévu de commencer l'examen final de la centrale et le rapport y afférent à l'été 1995. L'ensemble du projet doit être achevé en février 1996.

2.5.5 Quelques considérations complémentaires

1. Le bilan dosimétrique. Une démarche ALARA a été adoptée dès le début du projet. Elle a conduit à une appréciation des doses résultant de la décomposition des opérations programmées en activités élémentaires. Un comité ALARA a été mis en place, co-présidé par le chef du Service de radioprotection de la centrale et le chef du Service de radioprotection de WESTINGHOUSE.

Les activités élémentaires prévues ont été regroupées en « paniers » et le comité ALARA devait suivre la bonne concordance entre les prévisions et les mesures dosimétriques effectives. Il devait rapporter devant le Comité de Surveillance de la Sûreté en Démantèlement — rassemblant des personnels de PSCO et WESTINGHOUSE — et obtenir son approbation pour toutes les tâches spéciales et celles qui impliquaient un travail dans des champs de rayonnements de plus de 5 mSv/h.

Les deux comités ont systématiquement fixé des objectifs inférieurs aux prévisions initiales, et les résultats ont toujours été inférieurs aux objectifs, sauf en 1993 à cause des fumées provoquées par le découpage de la chemise en acier (partie supérieure).

Entre le 1^{er} septembre 1992 et le 1^{er} octobre 1994, PSCO a comptabilisé 110 incidents à caractère radiologique : 35 contaminations de peau et 75 contaminations de vêtements. Aucune contamination interne n'a été observée.

Une comparaison avec les arrêts de tranche montre une situation tout à fait favorable pour les opérations de démantèlement menées à Fort St. Vrain : pour 10 000 heures de travail en zone contrôlée, on y mesure en moyenne 3,9 contaminations, contre 14,0 pour les arrêts de tranche de réacteurs REB et 6,5 pour ceux des réacteurs REP.

2. Le comité de surveillance. Il s'agit d'une institution originale, un comité de haut niveau, qui a pour fonction d'examiner le programme de démantèlement et son déroulement effectif. L'objectif avéré consiste à donner à PSCO une vue extérieure et détachée du programme de démantèlement, ainsi qu'à provoquer des suggestions visant à améliorer les performances du projet, en matière économique tout autant qu'au regard de la sûreté et la sécurité des travailleurs.

Le comité se réunit au moins une fois par trimestre, et plus souvent si nécessaire. Il examine les rapports d'étape présentés par les équipes techniques ainsi que tous autres documents utiles. Il rapporte directement au président de PSCO.

Les membres du comité ont été choisis par la Direction de l'Exploitation nucléaire de PSCO pour leur expérience générale des activités nucléaires et leur connaissance des opérations de démantèlement. Ainsi il rassemble aujourd'hui : l'ancien président des Laboratoires BETTIES, président du comité de surveillance du projet TMI-2 ; le

président-directeur général du NUCLEAR ENERGY INSTITUTE ⁽²⁰⁾ ; le président de LOCKHEED ENVIRONMENTAL COMPANY, ancien directeur du programme de démantèlement de Shippingport pour GENERAL ELECTRIC ; un radioprotectionniste renommé du Royaume Uni, spécialisé dans le démantèlement des réacteurs modérés au graphite ; un ancien membre du comité de surveillance de TMI-2, membre du jury pour l'étude des propositions relatives au nouveau sarcophage de Tchernobyl ; un directeur chez LIPFORD ENGINEERING, ancien membre du comité de surveillance de TMI-2.

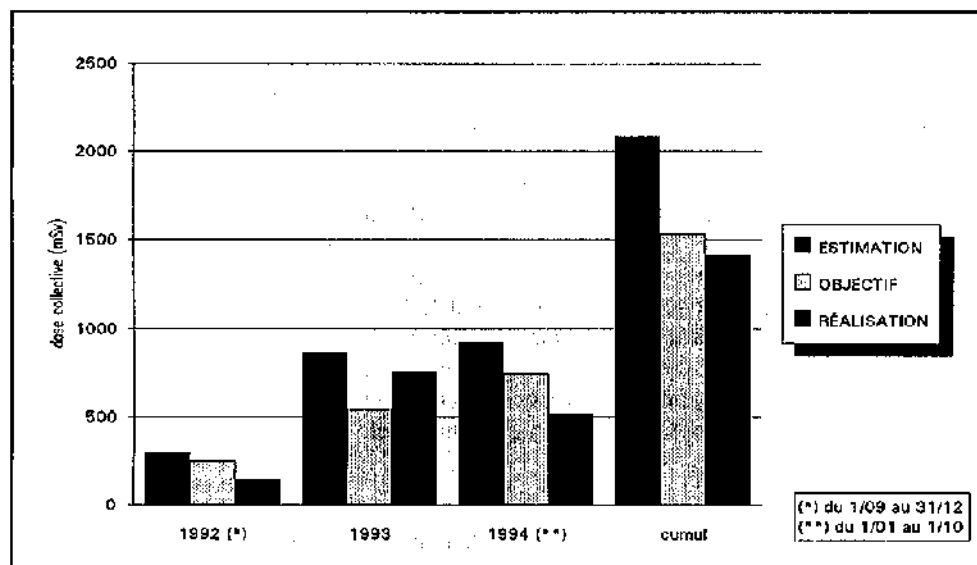
M. WAREMBOURG m'a indiqué que les conseils émis par ce comité sont très précieux, même s'ils sont parfois un peu « dérangementants » et les suggestions trop nombreuses.

**Bilan dosimétrique du démantèlement à Fort St. Vrain
(1^{er} septembre 1992 - 1^{er} octobre 1994)**

ANNÉE	ESTIMATION ⁽¹⁾	OBJECTIF	RÉALISATION
1992	30,21	25,16	14,23
1993	86,0	54,0	75,19
1994 ⁽²⁾	92,0	74,1	51,6
cumul	208,21	153,26	141,02
1994	124	—	—
1995	44	—	—

(1) Deuxième version des estimations, révisées à la baisse

(2) Jusqu'au mois de septembre inclus



²⁰ Institution unique qui regroupe depuis mars 1994 les organismes de lobbying nucléaire auprès du Congrès, de l'Administration, de la NRC, des médias...

3. DES EXPLOITANTS FRANÇAIS DÉJÀ SUR LA BRECHE

3.1 Les opérations de démantèlement réalisées ou en cours à EDF

L'expérience d'EDF en matière de démantèlement est actuellement limitée aux réacteurs de la filière graphite-gaz, dont le dernier exemplaire, Bugey-1, a cessé son activité au mois de mai 1994. Quelques travaux préliminaires ont été engagés sur la centrale de Chooz-A (Ardennes). Par ailleurs le démantèlement des générateurs de vapeur de G-2 et G-3 à Marcoule est effectué sous la responsabilité d'EDF ; il est évoqué dans les paragraphes présentant les actions du CEA.

3.1.1 Chinon A-1

Commandé en 1956, en chantier à partir de 1957, ce réacteur d'une puissance électrique nette de 70 MW a divergé le 16 septembre 1962, a été couplé au réseau le 14 juin 1963 et arrêté définitivement le 16 avril 1973 après avoir produit 3,1 TWh. Il était le « prototype industriel » de la filière UNGG. Son enceinte de confinement, formée d'une sphère en acier de plus de 50 m de diamètre, a donné au paysage de Chinon (commune d'Avoine) sa configuration si caractéristique. Inquiets de la voir disparaître à l'occasion du démantèlement, les habitants des environs sont d'ailleurs intervenus auprès d'EDF pour demander que la sphère soit préservée !

Des travaux de confinement ont été menés entre juin 1983 et juin 1984. Ils ont eu pour objet d'éviter toute dispersion de poussières radioactives, en divisant les circuits en volumes limités. Les plus importants de ces volumes sont maintenus en dépression. La production de déchets radioactifs solides consécutive à ces opérations a été de l'ordre de 200 tonnes environ. Fin 1991 des travaux supplémentaires d'assainissement ont été entrepris, essentiellement sur les locaux auxiliaires, non ouverts au public.

L'installation est conservée sous surveillance ; elle a été transformée en Musée de l'Atome depuis le 1^{er} trimestre 1986. Le circuit du musée fait passer les visiteurs à travers la salle de contrôle. Le mur vitré permet de voir à l'extérieur l'emplacement du turbo-alternateur. On pénètre ensuite dans l'enceinte de confinement où ont été pratiquées en altitude quelques ouvertures (hublots). D'anciens panneaux rappellent deux dangers passés : *"En cas d'alarme radioactive, descendez vers les étages inférieurs. En cas d'alarme CO₂, montez vers les étages supérieurs."* Une petite salle a été aménagée au niveau de la dalle de chargement du combustible dont les couvercles de puits sont peints de couleurs vives : on y présente un montage audiovisuel.

3.1.2 Chinon A-2

1/ **Présentation générale du réacteur.** Chinon A-2 est aujourd'hui le seul réacteur d'EDF ayant fait l'objet d'un programme extensif de démantèlement. Il s'agit du premier « modèle industriel » de la filière UNGG (puissance électrique nette = 210 MW), commandé en 1957 et mis en chantier en 1958. La divergence intervient le 18 août 1964. Couplé au réseau le 24 février 1965, le réacteur est arrêté définitivement le 14 juin 1985 après avoir produit 23,6 TWh nets. L'évacuation du combustible a été achevée en avril 1987.

Chinon A-2 : fiche signalétique

Les grandes dates :

- 18 août 1964 : première divergence
- 24 février 1965 premier couplage au réseau
- 24 avril 1965 : puissance maximale atteinte pour la première fois
- 14 juin 1985 : arrêt définitif de l'installation

La production :

- 131 825 heures de fonctionnement
- 70% de disponibilité moyenne, dont 86% environ pour les cinq dernières années
- 133 374 éléments combustibles d'uranium naturel utilisés
- 23,6 TWh nets fournis au réseau électrique national

La conception technique de l'installation :

- Réacteur :
 - puissance thermique = 800 MW
 - coeur enfermé dans un caisson sphérique en acier et 18 m de diamètre et 10 cm d'épaisseur
 - modérateur : empilement de graphite (cylindre à axe vertical de 14,4 m de diamètre et 8,4 m de hauteur) percé de 2304 canaux pouvant recevoir chacun 8 éléments combustibles
 - combustible : tube d'uranium naturel (\varnothing intérieur = 23 mm, \varnothing extérieur = 43 mm, longueur = 540 mm) placé dans une gaine de magnésium-zirconium centrée dans une chemise de graphite
- Fluide caloporteur :
 - gaz carbonique sous une pression de 25 bar à l'origine, puis 22 bar après 1977
 - température d'entrée en réacteur = 180°C
 - température de sortie du réacteur = 365°C
- Circuit primaire :
 - caisson du réacteur
 - 4 boucles d'échange comprenant chacune :
 - un circuit chaud : tuyauteries en acier (\varnothing = 1800 mm) reliant la sortie du réacteur à l'entrée de l'échangeur de chaleur
 - un échangeur de chaleur : 24 éléments identiques (appelés "tours") d'une hauteur de 24,7 m et d'un diamètre de 982 mm
 - une moto-soufflante assurant la circulation du CO₂, d'un débit normal de 1075 kg/s, entraînée par un moteur de 6200 kW
 - un circuit froid : tuyauteries en acier (\varnothing = 1400 et 1600 mm) reliant la sortie de l'échangeur à l'entrée du réacteur
- Circuit secondaire :
 - échangeur de chaleur : voir ci-dessus
 - tour d'échange : une bouteille basse pression, une bouteille haute pression, un surchauffeur
 - l'eau du circuit secondaire passe est vaporisée dans les bouteilles basse puis haute pression, puis surchauffée et dirigée vers l'installation de production d'électricité (groupe turbo-alternateur)
- Renouvellement du combustible : possible avec le réacteur en fonctionnement
- Pilotage et sécurité du réacteur grâce à 104 barres de contrôle :
 - 58 barres de compensation à court terme
 - 18 barres de compensation à long terme
 - 18 barres de régulation spatiale
 - 6 barres de pilotage
 - 4 barres de sécurité

Le caisson du réacteur est situé au centre d'un bâtiment de 76 m de long, 39 m de large et environ 50 m de hauteur. Dans ce même bâtiment se trouvent également les échangeurs de chaleur (dans 4 locaux différents), les turbo-soufflantes à CO₂ et les

dispositifs de détection des ruptures de gaine. Les groupes turbo-alternateurs et l'ensemble des auxiliaires nucléaires sont localisés à l'extérieur du bâtiment principal.

2/ Préparatifs au démantèlement. La solution de démantèlement retenue a fait l'objet d'un dossier, accepté par les autorités de sûreté, établi sur les bases suivantes :

- objectif à atteindre : non dissémination de la contamination des matières radioactives pendant les opérations de démantèlement et toute la phase pendant laquelle l'installation servira comme lieu d'entreposage de ses propres déchets ;
- démantèlement immédiat des matériels répondant à l'un des trois critères suivants :
 - a. matériels présentant un risque potentiel, et tout particulièrement le risque incendie ; en conséquence tous les matériaux inflammables ont été éliminés, notamment les câbles électriques, les circuits d'huile...
 - b. matériels situés dans les locaux inondables, c'est-à-dire localisés à une cote inférieure à celle de la crue millénaire ;
 - c. de façon générale, tous les matériels ou circuits dont le confinement ne peut être garanti pendant plusieurs dizaines d'années.

De nombreuses études ont été réalisées antérieurement à l'engagement des premiers travaux. Le champ d'investigation couvre les actions préliminaires, les opérations même de démantèlement, la gestion des déchets... La liste comporte au total plus de 80 textes, dont je ne peux que donner ici qu'un échantillon très limité ⁽²¹⁾ :

- *Étude technico-économique de confinement ;*
- *Calcul d'activation des structures internes du réacteur ;*
- *Étude d'activation des structures A-2. Analyses béton ;*
- *Études de démontage : outillages spéciaux ;*
- *Essais de décontamination par sablage ;*
- *Découpe métallique en téléopération ;*
- *Essai de fusion et mélange de ferrailles faiblement contaminées ;*
- *Note technique de caractéristiques radiologiques des déchets ;*
- *Fiches de suivi des matériels.*

²¹ ...et choisis de façon tout à fait arbitraire.

Ces études préliminaires ont abouti — entre autres — à une caractérisation précise de l'installation à démanteler :

Caractérisation de Chinon A-2 (au 1^{er} janvier 1988)

MATÉRIAU	MASSE	ACTIVITÉ
Matériaux activés ou contaminés		
acier du coeur	2470 t	5120 TBq
structures inférieures		9530 TBq
structures supérieures		2050 TBq
structures latérales		
graphite	1670 t	984 TBq
échangeurs de chaleur	2760 t	1,5 TBq
circuit primaire et soufflantes	855 t	0,11 TBq
circuits annexes	370 t	0,15 TBq
Autres matériaux		
béton	240 000 t	
fer à béton	4200 t	
calorifugeage	240 t ⁽¹⁾	
câbles électriques	400 t	
huile	85 t	
partie classique	3000 t	
station de pompage	210 t	

(1) dont 75 t pour le caisson, 95 t pour le circuit primaire, 40 t pour les circuits annexes et 30 t pour les circuits classiques

Les activités massiques moyennes étaient de 260 Bq/g pour le circuit primaire, 580 Bq/g pour les échangeurs, 200 Bq/g pour les circuits de filtration, 1640 Bq/g pour les circuits DRG et DRGG, 360 Bq/g pour le Dispositif principal de manutention du combustible.

Débits de dose en réacteur (en Gray par heure)

Année	mini	maxi
1987	0,50	7,2
1988	0,42	6,3
1989	0,37	5,1
1990	0,33	4,8

3/ Travaux préliminaires. Conduits de 1986 à 1988 préalablement aux interventions sur les circuits contaminés, ils ont amené la tranche dans l'état suivant :

- les alarmes du système de surveillance des installations étaient retransmises sur Chinon A-3 ;
- le réacteur et les échangeurs étaient maintenus en légère dépression, ce qui constituait ainsi une mesure provisoire de confinement dynamique ; le débit d'air correspondant à cette mise en dépression ainsi que celui de la ventilation des locaux était filtré dans des batteries de filtres à haute efficacité ;
- le système de mesure d'aérosols au refoulement des cheminées était maintenu en fonctionnement et les contrôles effectués trois fois par semaine ;

- les structures amovibles du réacteur étaient restées en place et les matériels entreposés pendant la période d'exploitation dans des puits appelés « cimetières » étaient transférés dans certains canaux du coeur ;
- tous les circuits étaient vidangés et isolés ;
- l'accès dans la zone contrôlée se faisait par un accès unique et la sortie s'effectuait obligatoirement par le passage dans un portique de contrôle de contamination ;
- un Atelier de Traitement des Matériaux comprenant un local de mise en conteneur et un local de soudage avait été réalisé pour la fabrication des « colis de démantèlement » ⁽²²⁾ ;
- un Atelier de Décontamination était destiné à recevoir des déchets contaminés susceptibles d'être décontaminés et réintroduits dans le domaine public ;
- un Atelier de Contrôle SRP était un passage obligatoire pour tous les matériels supposés inactifs avant leur sortie de zone ;
- un Manuel des Produits de Démantèlement rassemblait, à l'usage du personnel chargé des opérations, tous les documents concernant les activités relatives aux matériaux issus des opérations de démantèlement.

4/ **Mise en oeuvre du démantèlement.** En application des critères définis dans le dossier présenté aux autorités de sûreté, les opérations suivantes ont été entreprises :

- **bloc réacteur** : il a été totalement isolé par sectionnement des tubulures du circuit primaire et obturation à l'aide de tapes soudées ; les têtes de puits de chargement du combustible sont obturées par des tapes scellées ; certains de ces puits sont utilisés pour entreposer divers matériels comme des barres de contrôle ; en définitive, le bloc réacteur constitue une première zone d'entreposage de matériels démontés, confinée et conditionnée en air sec ;
- **circuit primaire** : sa conservation en l'état étant difficile du fait de son étendue, toutes les tuyauteries de CO₂ ont été découpées en tronçons d'un mètre de hauteur environ ; l'adjonction de plaques soudées à leurs extrémités les a avantageusement transformés en conteneurs de déchets contaminés, placés dans les bâtiments des échangeurs de chaleur ;
- **piscine** : elle a été vidangée d'avril à août 1989 ; la totalité de l'eau (activité moyenne = 120 Bq/l) a été envoyée à la station de traitement des effluents liquides du SCMI (Service de Contrôle des Matériaux Irradiés) et rejetée ; la piscine était un ouvrage enterré qui devait être percé puis lesté (empli d'eau ou remblayé) pour garder sa stabilité sous l'effet de la poussée hydrostatique de la nappe phréatique en période de crue de la Loire ; les équipements intérieurs

22 Il s'agit des conteneurs de déchets actifs dont il est question quelques lignes plus bas.

- ont été démantelés, la piscine décontaminée et lestée avec du sable de la Loire (couche de 1 m d'épaisseur) ;
- **dispositifs de manutention du combustible** : le Dispositif Principal de Manutention comprend deux machines principales et une machine auxiliaire ; il n'a pas été jugé raisonnable de maintenir ces machines pour effectuer des opérations d'extraction dans quelques décennies ; les machines de chargement ont été totalement démantelées et entreposées dans les zones confinées ; leurs protections biologiques en béton (environ 1000 tonnes) ont servi au remblayage de la piscine ; les voies de roulement et le pont tournant (400 tonnes) ont également été déposés ;
 - **Bâtiment du Combustible irradié** : certaines installations n'ont pas posé de problèmes particulier (salle des éléments neufs, hauts de puits, salle de sertissage Sud) ; en revanche la salle de sertissage Nord a nécessité une attention soutenue ; la présence d'une contamination α due à une très grosse rupture de gaine en machine le 5 août 1972 a conduit à prendre beaucoup de précautions : aspiration soigneuse des poussières, plusieurs lavages au nettoyeur haute pression, récupération des résidus dans 47 fûts de 200 litres placés eux-mêmes dans les colis de démantèlement ; les équipements du bâtiment du combustible irradié et ceux du poste d'essai du dispositif principal de manutention ont été démantelés et entreposés dans les locaux des échangeurs de chaleurs ;
 - **circuits annexes** : ils ont tous été démontés, découpés et déposés dans les conteneurs de déchets ; ont subi le même traitement les soufflantes, surpresseurs... et de façon générale tous les circuits et matériels annexes contaminés par l'intermédiaire du CO_2 de refroidissement du coeur ;
 - **échangeurs-générateurs de vapeur** : isolés, confinés et maintenus en légère dépression, ils sont restés dans les quatre tours en béton (à l'exception du toit...) qui les abritaient pendant l'exploitation ;
 - **huiles radioactives** : leur décontamination a été effectuée par STMI sur une installation pilote mettant en oeuvre un procédé mis au point par EDF (Bugey) ; 140 000 litres d'huiles ont été traités entre mai 1987 et janvier 1988, dont l'activité s'échelonnait de 25 à 6500 Bq/l ; l'activité des huiles après traitement était en moyenne de 4Bq/l ; seuls 26 000 litres provenaient de Chinon : le reste se répartissait entre le magasin SUG (58 000 l), le SCMI (11 600 l), la SUC B 1-2 (7 500 l), Chinon A-3 (800 l) et Fessenheim (36 000 l) ; le traitement a généré 124 fûts de 200 l de terres huileuses contaminées, dont 11 ont été renvoyés à Fessenheim ;
 - **filtres CO_2** : d'une activité totale de 1,8 TBq, ils ont été extraits de leur cuve, transportés dans un château de plomb vers Chinon A-1, placés dans des conteneurs spéciaux que l'on a colmaté avec du béton très fluide ; les colis ainsi réalisés pesaient de 1,6 à 8 tonnes pièce ; les 28 filtres ont été expédiés à l'ANDRA en 1988 ;

— silos à poussières : au nombre de quatre, ils étaient destinées à recevoir les grosses poussières piégées par les cyclones du circuit « gros débit » ; ces cuves d'un diamètre de 1,5 m, hauteur de 6 m et volume de 10 m³ environ étaient situées dans des fosses en béton ; le débit de dose à leur contact était en moyenne de 0,3 Gy/h ; il a d'abord fallu aspirer les poussières stockées dans les silos, puis procéder à la découpe de ceux-ci (27 tonnes) ;

Il convient encore de citer la rénovation de l'installation électrique : l'ancienne ne pouvait plus rester en sous-sol. Les départs électriques ont été regroupés dans un local hors inondation et constituent désormais une nouvelle distribution, adaptée à l'état actuel de Chinon A-2.

Cet état est donc caractérisé aujourd'hui par : 1/ la création de 5 zones de confinement totalement isolées (enceinte de protection biologique du réacteur, bâtiments des échangeurs) ; 2/ le retrait de tout autre matériel hors de ces 5 zones ; 3/ la mise en place d'un circuit électrique neuf et adapté à la destination nouvelle des différents locaux ; 4/ une surveillance assurée par le personnel restant sur le centre de Chinon, qui abrite entre autres 4 réacteurs REP 900 MW, un magasin interrégional de combustible neuf et le Service de Contrôle des Matériaux Irradiés.

Des travaux d'assainissement se sont poursuivis pendant l'année 1993.

5/ **Bilan dosimétrique des opérations de démantèlement.** L'ensemble des travaux de post-exploitation⁽²³⁾, de confinement et de démantèlement a entraîné une dose collective d'environ 2,3 homme.Sv.

Bilan dosimétrique (1986-1992)

Année	Doses reçues (mSv)		
	EDF	Entreprises extérieures	Total
1986	74,00	6,00	80,00
1987	22,00	34,00	56,00
1988	27,55	553,22	580,77
1989	44,31	361,75	406,06
1990	57,74	482,87	540,61
1991	32,20	221,11	253,31
1992	7,00	140,00	147,00
TOTAL	264,80	1798,95	2063,75

J'ai visité les installations partiellement démantelées de Chinon A-2 lors de la mission que j'ai effectuée à la centrale le 24 septembre dernier. La salle des machines entièrement vide a un aspect impressionnant. Les tronçons-conteneurs sont sagement entreposés sous les échangeurs, étiquetés et répertoriés. Chacun des quatre colisages est constitué de 70 à 85 colis d'un poids total de 320 tonnes environ et d'une activité totale

²³ La phase de post-exploitation rassemble les opérations nécessaires à une cessation définitive d'exploitation de l'installation nucléaire ; il s'agit essentiellement de l'enlèvement des termes sources : déchargement et évacuation complète du combustible présent dans le réacteur, évacuation des résines de filtration...

de 200 GBq. L'activité moyenne d'un colis « classique » est de 1,85 GBq et le maximum observé pour les colis « spéciaux » est 270 GBq.

Certains locaux ont été réutilisés au profit du GIE INTRA, spécialisé dans la conception et la fabrication d'engins d'intervention en situation accidentelle : la piscine du combustible a par exemple été transformée en un hangar neuf.

3.1.3 Chinon A-3

La commande de ce réacteur en 1959 confirme l'engagement de la France dans la production d'électricité nucléaire. Il est nettement plus puissant que son prédécesseur (480 MW nets). Le réacteur diverge le 1^{er} avril 1966. Couplé au réseau le 4 août 1966, il est arrêté le 15 juin 1990 après avoir produit 31,4 TWh (facteur de charge moyen \approx 40%) et connu quelques difficultés :

- 1966-1967 : réfection générale de la détection de rupture de gaine ;
- 1969-1970 : remplacement des 192 bouteilles d'échangeurs, puis modifications sur celles-ci afin de supprimer des phénomènes vibratoires gênants ;
- mars 1970 : la température du CO₂ en sortie du réacteur est réduite de 410°C à 365°C et la pression de fonctionnement de 30 à 25 bars, afin d'atténuer les effets de la corrosion des structures internes du caisson ; la puissance électrique du réacteur est en conséquence limitée à 370 MW ;
- 1971-1973 : retrait du *casing* protégeant la partie interne basse du caisson ;
- 1973-1974 : remplacement de toute la partie du circuit primaire (coudes et parties droites) situées entre le caisson et les obturateurs ⁽²⁴⁾ ;
- 1975 : remplacement de plusieurs compensateurs de dilatation du circuit primaire ;
- 1976 : enlèvement des circuits de contournement des turbosoufflantes ;
- 1977 : poursuite du remplacement des compensateurs de dilatation ;
- 1978 : mise en évidence d'arrachements lamellaires sur les viroles des obturateurs ;
- 1979 : réparation d'un des deux groupes électriques principaux ;
- 1981 : étude et début de la mise en place de l'opération ISIS ; cette opération était destinée à réparer les structures internes supérieures du réacteur, dégradées par la corrosion provoquée par la circulation du CO₂, ainsi que d'autres dispositifs internes ; la première campagne ISIS a lieu de mai 1984 à

²⁴ Chacune des quatre boucles de circulation du CO₂ comportait 4 obturateurs destinés à l'isoler éventuellement du caisson réacteur.

décembre 1987, la seconde de mai à décembre 1988 ; le coût total de ces campagnes s'élève à 300 MF environ ;

- 1989 : contrôle des obturateurs et reprise générale du contrôle des soudures du circuit primaire ; à cette occasion il s'avère que ces soudures souffrent de défauts « congénitaux » ; l'autorité de sûreté demande à l'exploitant d'effectuer un vaste programme d'examen des soudures.

La réalisation des contrôles demandés exigeant un arrêt du réacteur d'au-moins deux ans, EDF décide que le réacteur sera définitivement arrêté vers la mi-1990, lorsque tout son combustible aura été épuisé.

Signalons également que Chinon A-3 a été l'objet de quelques polémiques après l'accident de Tchernobyl. Les contestations se sont articulées autour de deux axes : 1/ Chinon A-3 est un réacteur modéré au graphite, comme Tchernobyl ⁽²⁵⁾ ; 2/ le circuit primaire n'est pas complètement inclus dans le caisson de confinement. Effectivement ce n'est qu'avec les réacteurs de Saint Laurent des Eaux (couplés en 1969 et 1971) que les échangeurs de chaleur ont été intégrés dans le caisson du réacteur. Les autorités de sûreté estimèrent cependant que le réacteur était suffisamment sûr pour poursuivre l'exploitation.

Le déchargement des 43 000 éléments combustibles a commencé le 28 juillet 1990 et s'est achevé le 7 octobre 1991. Tous ces éléments ont été évacués vers l'usine de retraitement de Marcoule entre octobre 1990 et septembre 1992.

3.1.4 La centrale des Monts d'Arrée

Le nom d'usage du réacteur situé sur la commune de Brennilis (Finistère) a tout de même plus de charme que son appellation officielle : réacteur EL-4... Prototype d'une filière modérée à l'eau lourde et refroidie au CO₂, il avait une puissance électrique nette de 70 MW. Couplé au réseau le 9 juillet 1967, il a été définitivement arrêté le 31 juillet 1985. Ce réacteur avait la particularité d'être exploité conjointement par EDF et le CEA, ce dernier étant l'« exploitant nucléaire » au sens de la réglementation des installations nucléaires de base.

Le transfert des éléments combustibles dans l'installation CASCAD à Cadarache a été achevé le 5 août 1992 et les travaux liés à la mise à l'arrêt définitif de l'installation se sont terminés le 31 décembre 1992. L'enquête publique pour le déclassement de l'installation au statut d'ICPE doit débiter vers le 20 décembre 1994.

L'évacuation des 100 tonnes d'eau lourde détritée devait avoir lieu en 1993, à destination de Cadarache. Cependant l'installation de réception à Cadarache n'étant pas prête, il a fallu repousser le transfert de l'eau lourde. Celui-ci a débuté autour du 20 novembre 1994 ; le dernier transport doit avoir lieu le 19 décembre 1994.

²⁵ Il convient de rappeler que le réacteur de Chinon A-3, comme ses prédécesseurs, était refroidi au gaz carbonique circulant — pour ce qui est du cœur — dans une cuve, alors que le réacteur de Tchernobyl était refroidi à l'eau, circulant dans un faisceau de tubes qui contenaient les éléments combustibles.

3.1.5 La centrale de Chooz-A (Ardennes)

La Centrale Nucléaire des Ardennes (CNA) sera jusqu'à son extrême fin un prototype. Premier exemplaire français de la filière à eau sous pression, elle avait été construite par un consortium rassemblant les Ateliers de Constructions électriques de Charleroi, WESTINGHOUSE et FRAMATOME — alors détenue en majorité par WESTINGHOUSE ⁽²⁶⁾ — dont c'était la première commande. La centrale était exploitée par la Société d'Énergie nucléaire franco-belge des Ardennes (SENA), dont le capital est détenu à 75 % par EDF et 25 % par des électriciens belges.

Le coeur du réacteur comportait 112 assemblages de combustible d'oxyde d'uranium enrichi à 4,3 %. Le circuit primaire, constitué de 4 boucles, contenait de l'eau sous 138 bars de pression. La cuve était constituée de deux pièces métalliques soudées, au lieu des cuves monobloc qui équipent les réacteurs actuels. Le groupe turboalternateur fournissait au réseau une puissance de 305 MWe nets.

Deux cavernes principales ont été creusées dans la colline, qui contiennent la majeure partie des équipements nucléaires : la caverne du réacteur abrite l'ensemble du circuit primaire ; la caverne des auxiliaires abrite la piscine de désactivation et un ensemble de circuits auxiliaires nécessaires à la conduite normale ou accidentelle du réacteur. Deux cavernes secondaires complètent ces ouvrages souterrains (salle des tableaux électriques, salle des barillets).

D'autres ouvrages sont implantés à l'extérieur, sur la plate-forme générale d'exploitation : station de pompage (eau de la Meuse), bâtiments mécanique et électrique, salle des machines, bâtiment de commande, magasin des assemblages combustibles neufs, station de traitement des effluents, laboratoire d'analyses, installations de rejet, bâtiments administratifs et techniques hors zone contrôlée. D'autres installations à caractère nucléaire sont situées sur la colline : bâches d'eau d'injection de sécurité, piège à iode principal, ensemble de ventilation d'extraction en caverne réacteur.

La SENA a décidé en 1989 d'arrêter définitivement le réacteur pour des raisons économiques : le prix du kWh était de 39 centimes contre 21 centimes pour l'ensemble du parc nucléaire (prix de 1991). Par ailleurs des incertitudes subsistaient concernant la fragilisation neutronique de la cuve. On se souvient qu'en avril 1987 l'autorité de sûreté avait refusé le redémarrage après un arrêt pour rechargement et inspection. L'arrêt définitif a eu lieu le 30 octobre 1991, à l'issue du 18^{ème} cycle de production, après que la centrale a fourni 38 milliards de kWh au réseau électrique national depuis son couplage le 3 avril 1967.

Le combustible a été déchargé et transféré en piscine de désactivation ; ces opérations se sont déroulées jusqu'au 15 novembre 1991. L'exploitant a ensuite procédé à la vidange et à l'évacuation des fluides présentant un risque d'incendie (huiles des groupes turboalternateurs, hydrogène de refroidissement des alternateurs...) et a préparé les dossiers nécessaires au traitement réglementaire du déclassement.

²⁶ Rappelons que le nom de FRAMATOME est composé à partir de « Franco Américaine de l'Atome ».

L'évacuation du combustible hors du site a commencé au début de l'année 1993. Elle a été marquée par trois incidents à caractère répétitif, sans conséquences pour la sûreté ni impact sensible sur l'environnement. Ces événements restent inexpliqués pour l'instant. Ils sont survenus lors du séchage de l'emballage de transport et se sont traduits par un dépassement du seuil d'alarme de l'activité à la cheminée :

- le 20 janvier 1994 à 9h05 : rejet gazeux non programmé pendant 1 mn à la cheminée (environ 4 GBq, soit moins de 2 cent-millièmes de l'autorisation annuelle) ; mesure à la cheminée : $I^{131} < 1,3 \text{ mBq/m}^3$;
- le 2 février 1994 à 15h50 : rejet gazeux non programmé pendant 55 secondes à la cheminée (environ 7 GBq, soit moins de 2,7 cent-millièmes de l'autorisation annuelle) ; mesure à la cheminée : $I^{131} < 15 \text{ mBq/m}^3$;
- le 10 février 1994 à 9h46 : rejet gazeux non programmé pendant 5 secondes à la cheminée (environ 3 GBq, soit 1 cent-millième de l'autorisation annuelle) ; mesure à la cheminée : $I^{131} \approx 8,9 \text{ mBq/m}^3$.

Dans le cadre du Projet Durée de Vie, EDF a décidé de mettre en oeuvre un programme d'expertises, en vue d'améliorer les connaissances sur le comportement des REP français (tests sur le vieillissement des matériaux...). Le programme a été adressé à la DSIN en avril 1992. Celle-ci a autorisé le 8 septembre 1993 le prélèvement d'échantillons sur le circuit primaire du réacteur. Une première série a été réalisée entre janvier et février 1994. Au début du mois de juillet 1994, dans le cadre d'un contrat de sous-traitance avec EDF, l'entreprise russe VNIIAES a commencé onze prélèvements traversants de métal fortement activé dans la cuve du réacteur. Les prestations de l'entreprise comprennent également les reconstitutions d'étanchéité indispensables pour le maintien en confinement de la cuve et de l'ensemble du circuit primaire durant une cinquantaine d'années.

Au titre des études préalables menées par la SENA, 3 étapes principales ont été identifiées pour le démantèlement de la centrale :

- *transformation en INB d'entreposage* : cette étape conduit au niveau 1 de l'AIEA dans un délai de 5 ans environ ; compte tenu de la configuration du site et de l'organisation mise en oeuvre par la SENA, elle est décomposée en 2 parties :
 - la mise à l'arrêt définitif : le décret relatif à la mise à l'arrêt définitif a été signé le 17 mars 1993 et publié au J.O. du 24 mars 1993 ; les travaux ont 2 objectifs principaux : 1/ la simplification de l'installation, afin de réduire la surveillance et la maintenance associées aux circuits et systèmes devant être conservés ; 2/ la réduction des risques, grâce au démontage des matériels externes à l'îlot nucléaire, à l'isolement définitif de certains circuits, à l'assainissement des locaux et au renforcement des barrières de confinement (par précaution les locaux ou cavernes contenant ces installations sont maintenus en confinement dynamique par une ventilation adaptée) ;

- un démantèlement partiel : dans le cadre d'un décret de démantèlement partiel à paraître, il conduira à l'élimination des installations situées sur la colline, à la réorganisation de certains locaux et à la modification de certains systèmes fonctionnels ;
- *exploitation de l'INB d'entreposage* : cette étape couvre la période de surveillance et d'entretien de la nouvelle INB (dont le périmètre sera plus petit que celui de l'actuelle INB de production d'électricité) ; sa durée prévue est de 50 à 100 ans :
 - compte tenu de la réduction des risques envisagés par l'exploitant, le principe d'un confinement purement statique (sans ventilation) sera étudié ;
 - la surveillance et l'entretien de l'INB seront assurés par le personnel de la centrale de Chooz-B ;
 - la protection de site sera intégrée à celle de la centrale de Chooz-B et assurée depuis le bâtiment de surveillance de cette centrale ;
 - la commande des quelques matériels et systèmes devant rester opérationnels sera effectuée à partir d'un local unique situé sur l'INB de Chooz-A ;
 - la surveillance de ces systèmes opérationnels sera effectuée depuis l'une des salles de commande de Chooz-B à l'aide d'un tableau ou écran de report d'alarmes ;
 - un programme de surveillance technique fondé sur des contrôles et relevés périodiques prédéterminés sera défini et mis en application, pour le suivi de l'état physique et radiologique de l'installation confinée ;
- *déclassement final de l'INB d'entreposage* : l'exploitant envisage de procéder soit au démantèlement total directement soit à un démantèlement partiel préalable ; dans ce cas, la partie active subsistante serait contenue dans un volume réduit et scellé ; le choix entre les deux termes de l'alternative sera arrêté durant la période d'exploitation de l'INB d'entreposage.

3.2 Le démantèlement à la COGEMA

L'expérience de la COGEMA porte surtout sur des installations liées au retraitement des combustibles. Si elle peut déjà être qualifiée d'extensive, il faut convenir qu'elle n'a encore concerné que des opérations à petite ou moyenne échelle.

Les tableaux suivants donnent un aperçu de quelques réalisations effectuées à ce jour. COGEMA consacre environ 30 MF/an depuis quelques années au démantèlement et à la rénovation des portions les plus anciennes de ses installations.

Quelques installations démantelées par la COGEMA (La Hague)

INSTALLATION	TYPE	VIE	OBJECTIF	DURÉE	DÉCHETS	ENSEIGNEMENTS
<i>Haute activité</i>						
Cellule 907 (UP2) (*)	système de manipulation des coques	—	évacuation des équipements	1976-1977	—	démantèlement de matériel dans des cellules de haute activité
Cellule 901 (UP2) (*)	distributeur rotatif de déchets liquides de haute activité	1965-1988	remplacement du distributeur rotatif, nettoyage de la cellule	1988	—	démantèlement de matériel dans des cellules de haute activité
Cellule 911 (HADE/UP2) (*)	concentrateur intercycle	...-1989	remplacement d'un évaporateur et de deux condenseurs	1989	—	démantèlement dans des cellules contaminées, utilisation de techniques de pointe
Installations de levage et garage (**)	atelier R7 (vitrification)	—	assainissement de cellule active	—	—	utilisation d'un procédé carboglace
HADE (UP2) (**)	—	—	assainissement d'une cellule contaminée	—	—	écroutage d'un béton contaminé par une solution de dissolution à l'aide d'engin téléopéré
HA-PF (UP2) (**)	—	—	assainissement d'une cellule contaminée	—	—	écroutage de béton contaminé par une solution de PF à l'aide d'engin téléopéré
<i>Moyenne activité</i>						
MaPu (UP2) (*)	fin de traitement du plutonium	1970-1983	démantèlement de tous les équipements et décontamination des murs	31 mois 1984-1986	1800 m ³ solides	opérations de démantèlement extensif dans un environnement contaminé en plutonium

Sources : (*) actes de la Conférence RECOD'94 ; (**) communication de M. LAURENT, directeur adjoint Branche retraitement

*Quelques installations démantelées par la COGEMA (La Hague)
(suite)*

INSTALLATION	TYPE	VIE	OBJECTIF	DURÉE	DÉCHETS	ENSEIGNEMENTS
<i>Piscines</i>						
S1-PLH (UP2) (*)	piscine de stockage des coques	...-1980	nettoyage de 3 halls, 6 piscines, plusieurs cellules, et rénovation	1987-1990	4000 m ³ solides	nettoyage de piscine avec extraction de boues contenant des fragments de combustibles et d'autres déchets radioactifs
Petit canal et puits à déchets (**)	installation de dégainage	—	assainissement à distance d'installation sous eau	—	—	grande hétérogénéité de déchets (taille et débit de dose)
Pelle d'alimentation du dissolvant graphite-gaz (**)	installation de dégainage	—	démantèlement complet	—	—	installation sous eau
NPH (**)	piscines d'entreposage de combustibles	—	assainissement et démantèlement	—	—	—
<i>Divers</i>						
D1 (UP2) (*)	canalisation d'effluents d'UP2	...-1982	démantèlement total à terre et en mer	1984-1992	2400 m ³ solides 3 m ³ liquides	démantèlement sous eau, démantèlement à distance dans une cellule de confinement mobile (à terre)
BDH (*)	installation de décontamination	1964-1990	rénovation du système de ventilation, incluant le démantèlement de filtres tuyauteries, réservoirs...	24 mois 1990-1992	200 m ³ solides	opérations réalisées sans arrêter la ventilation

Sources : (*) actes de la Conférence RECOD'94 ; (**) communication de M. LAURENT, directeur adjoint Branche retraitement

Quelques installations démantelées par la COGEMA (Marcoule)

INSTALLATION	TYPE	VIE	OBJECTIF	DURÉE	DÉCHETS	ENSEIGNEMENTS
Dissolveur UP1	Dissolveur de la ligne de dissolution continue d'UP1	1955-1996	enlèvement	20 mois 1984-1985	—	décontamination et évacuation d'une pièce volumineuse
Pièces 53-55	dégainage du combustible et installation de dissolution	1958-1985	démantèlement de tous les équipements et tuyauteries ; rénovation	24 mois 1985-1986	250 m ³ liquides 330 m ³ solides	démantèlement total de cellules à haute activité, incluant la décontamination des réservoirs de dégainage et dissolution
Pièces 82-100	installation de purification du plutonium	jusqu'en 1962 ⁽¹⁾	démantèlement de tous les équipements, nettoyage des murs	36 mois 1985-1988	1658 m ³ solides	démantèlement intégral de cellules α
Grue AVM	installation de vitrification	—	remplacement de la grue	8 mois 1987	—	démantèlement d'un équipement dans un espace restreint et un environnement très irradiant (30 Gy/h)
STEL ⁽²⁾	traitement des effluents	—	nettoyage et rénovation de 28 réservoirs et piscines	1988-1991	600 m ³ solides	décontamination de chemises en acier, collecte de boîtes, opérations sous eau
Casernes A1/A2	installation de dégainage	—	démantèlement des équipements, nettoyage	12 mois 1990	1200 l magnésium 4 m ³ boues 4 tonnes solides	collecte de boues contenant des éléments combustibles, démantèlement sous eau, décontamination de chemises en acier
Évaporateur pour produits de fission	installation de purification du plutonium	1958-1965	évacuation de l'évaporateur et déclassement de la pièce	9 mois 1990	20 m ³ solides	démantèlement de matériels de haute activité, décontamination de béton
Convoyeur de déchets magnésium	installation de dégainage	—1983	démantèlement du convoyeur, décontamination des murs et des planchers	24 mois 1990-1991	62 t plomb (recyclées) 13 m ³ béton	isolation de conduits avec des thermorésines, démantèlement de matériels dans un environnement très irradiant (jusqu'à 20 Gy/h), décontamination de déchets, recyclage de plomb

Source : notes de la Conférence RECOD'94

(1) utilisé comme stockage de 1962 à 1985

(2) Station de Traitement des Effluents liquides

3.3 Le démantèlement des installations du CEA

3.3.1 Présentation générale des installations arrêtées

Réacteurs CEA définitivement arrêtés

INSTALLATION	DÉBUT	ARRÊT	MW ⁽¹⁾	ÉTAT TECHNIQUE	STATUT RÉGLEMENTAIRE
EL-2 (Saclay)	1952	1965	2,8	confiné	source scellée
G-1 (Marcoule)	1956	1968	46	confiné	déclassifié, ICPE
César (Cadarache)	1964	1974	0,01	démantelé	rayé des INB
Zoé (Fontenay)	1948	1975	0,25	confiné	rayé des INB
Peggy (Cadarache)	1961	1975	0,001	démantelé	rayé des INB
Pégase (Cadarache)	1963	1975	35	partiellement démantelé	INB stockage déchets
Minerve (Fontenay)	1959	1976	100 W	démonté	nouvelle INB à Cadarache
EL-3 (Saclay)	1957	1979	18	confiné, démant. partiel	ICPE
G-2 (Marcoule)	1958	1980	250	démantelé	INBS
Néréide (Fontenay)	1960	1981	0,5	démantelé	rayé des INB
Triton (Fontenay)	1959	1982	6,5	démantelé	ICPE
Marius (Cadarache) ⁽²⁾	1960	1983	400 W	démantelé	rayé des INB
Rapsodie (Cadarache)	1967	1983	40 ⁽³⁾	en cours de confinement	maintenu à l'arrêt
G-3 (Marcoule)	1959	1984	250	démantelé	INBS
Mélusine (Grenoble)	1958	1988	8	en cours de mise à l'arrêt	maintenue à l'arrêt

(1) puissance thermique du réacteur

(2) le réacteur MARIUS a été construit à Marcoule puis transféré à Cadarache en 1964

(3) la puissance de RAPSODIE était initialement de 20 MW

INB : installation nucléaire de base ; ICPE : installation classée pour la protection de l'environnement

Autres installations définitivement arrêtées

INSTALLATION	VIE	DESTINATION	ÉTAT PROGRAMMÉ	FIN
usine plutonium	1954-1958	retraitement de combustibles	niveau 3	1962
Le Bouchet	1959-1963	traitement des minerais	niveau 3	1982
Gulliver (Marcoule)	1965-1967	pilote de vitrification	niveau 3 ⁽¹⁾	1986
Élan-II A (Saclay)	1968-1970	pilote pour Élan-II B	niveau 3	1994
Élan-II B (La Hague)	1970-1973	fabrication de sources Cs ¹³⁷	niveau 2	1997
Attila (Fontenay)	1966-1975	pilote de retraitement	niveau 3	1985
AT-1 (La Hague)	1969-1979	retraitement combustible RNR	niveau 2	1995
Forez	1960-1980	traitement de minerais	niveau 3	—
Gueugnon	1964-1980	traitement de minerais	niveau 3	1981
UBM (Pierrelatte)	1964-1982	enrichissement d'uranium	niveau 2	—
Piver (Marcoule)	1969-1982	pilote de vitrification	niveau 2	1991
Bâtiment 19 (Fontenay)	1957-1984	radiométaballurgie	niveau 3	1986
RM-2 (Fontenay)	1968-1984	radiométaballurgie	niveau 3	1996

(1) GULLIVER comprenait 3 cellules ; une est terminée au niveau 3 en 1986, les deux autres sont maintenues en l'état et les études de démantèlement sont en cours

3.3.2 Le schéma directeur de démantèlement

Un plan décennal a été établi par le Directeur délégué à la Gestion des Déchets, M. LALLEMENT. Ce plan est actualisé chaque année. Le tableau ci-dessous retrace le schéma directeur tel qu'arrêté au mois d'août 1994.

Le financement des opérations est assuré jusqu'à l'an 2000 dans le cadre du financement du plan d'assainissement du CEA. Les ressources proviennent du CEA et de ses partenaires EDF et COGEMA.

Schéma directeur de démantèlement du CEA

TITRE DE PROGRAMME	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
Opérations en cours								
AT-1								
Rapsodie (niveau 2)								
RM-2								
Élan-II B								
G-1								
Cellules du Bâtiment 211								
Cellules ORIS								
EL-4								
LCAC (Grenoble)								
Mélusine (Grenoble)								
Traitement Chimique (Pierrelatte)								
Diffusion Gazeuse (Pierrelatte)								
Ultracentrifugation (Saclay)								
Installations à l'arrêt								
Fosse Attila (La Hague)								
Cryobroyage (Cadarache)								
Installations dont l'arrêt est envisagé								
Bâtiment 18 (Fontenay)								
Réacteurs et labos chauds								
Divers								
Soutiens aux projets								
Divers (BAG...)								

Source : CEA (août 1994)

3.3.3 Le démantèlement de G-2 et G-3

Les réacteurs jumeaux G-2 et G-3 situés à Marcoule étaient destinés à la production de plutonium pour le compte de la Défense nationale et d'électricité pour le compte d'EDF. L'entreprise publique avait la responsabilité du système de récupération d'énergie, le CEA avait la responsabilité du réacteur et du circuit primaire. Pour une puissance thermique de 250 MW la puissance fournie au réseau était 40 MW.

Dans chacun des réacteurs le cœur, avec son réflecteur de neutrons et ses boucliers biologiques, était logé dans un caisson en béton précontraint. La précontrainte était donnée par des câbles extérieurs au caisson, qui nécessitaient donc une surveillance de tension et de corrosion, au contraire des câbles prétenseurs des réacteurs EDF, installés eux à l'intérieur des structures bâties. Sur G-2 et G-3 le cœur du réacteur, constitué d'un empilement de graphite, était percé de canaux horizontaux destinés à contenir les éléments combustibles (uranium naturel). La pile était entourée d'une coque en acier de 12 cm d'épaisseur : le bouclier thermique. Des tubes verticaux gainés d'acier donnaient passage aux barres de contrôle, aux barres d'arrêt d'urgence et aux dispositifs d'instrumentation du cœur.

Les quatre générateurs de vapeur et les circuits de refroidissement associés étaient extérieurs au caisson, ce qui a favorisé le choix d'un démantèlement de niveau 2. Le gaz carbonique circulait à une pression de 15 bars. La complexité des circuits de refroidissement (1800 m de longueur sur chaque réacteur, diamètre de 250 à 1600 mm) rendait ceux-ci assez difficiles à inspecter.

Le réacteur G-2 a été arrêté à cause de son âge ⁽²⁷⁾, d'une déformation trop importante de l'empilement de graphite due à l'effet WIGNER ⁽²⁸⁾ et de coûts d'exploitation trop élevés. Le réacteur G-3 a connu une fuite de CO₂ sur son système de refroidissement, découverte pendant une montée en pression. La découverte de défauts notables sur d'autres portions du circuit a conduit à la décision d'arrêt définitif. La réparation était possible, mais à un coût prohibitif.

Pour le démantèlement au niveau 2 de ces deux réacteurs, la stratégie retenue a été de répéter, à une échelle certes plus importante, l'opération déjà réalisée entre 1976 et 1981 pour le réacteur G-1, mis en service en 1956 et arrêté en 1968 :

- réduction de la zone nucléaire au seul coeur des caissons réacteurs ;
- réalisation d'un confinement parfaitement étanche et sûr autour de cette zone réduite ;
- démantèlement de tous les équipements auxiliaires, classiques ou nucléaires, à l'exception du bâtiment abritant le réacteur.

L'inventaire radiologique de G-2 s'est appuyé sur deux types de mesures :

- pour le coeur : des prélèvements d'échantillons dans les zones d'activité maximale (acier, béton, graphite) ;
- pour les tuyauteries : des mesures directes.

Les activités spécifiques trouvées en moyenne étaient de 100 kBq/g pour les boucliers thermiques du coeur et 15 kBq/g pour le graphite. Une comparaison a montré que les résultats obtenus à partir d'un code de calcul étaient moins précis que ceux fondés sur les prélèvements et l'application de fonctions de transfert.

L'intérieur des tuyauteries CO₂ a été décontaminé au moyen de réactifs chimiques sous forme de gel. Cette méthode a permis de ramener la contamination de certaines parties en dessous de 1 Bq/g pour les activités massiques (activités surfaciques : 0,4 Bq/cm² pour les bras froids, 0,5 Bq/cm² pour les bras chauds) et de réduire la production d'effluents à environ 10 litres/m² traités. Cependant il s'est avéré que ce procédé n'est pas pleinement efficace si l'on cherche à l'utiliser sur des matériels de forme complexe, comme des vannes, des moteurs, des turbines... De plus le coût

²⁷ Il convient de rappeler que, prévus pour fonctionner durant 15 ans, les réacteurs G-2 et G-3 ont été exploités pendant 22 et 25 ans respectivement.

²⁸ Voir dans mon précédent rapport le chapitre sur « Le Royaume Uni face aux séductions du privé ».

semblait peu compétitif comparé à celui d'autres méthodes. Le CEA a développé alors une technique de décontamination par mousses réactives.

Les essais de matériel automatique ou télécommandé⁽²⁹⁾ ne semblent pas avoir donné toute satisfaction, en particulier en ce qui concerne leur rapidité de mise en oeuvre et de fonctionnement. L'utilisation de telles machines semble donc être limitée à des situations très spéciales (risques conventionnels ou nucléaires particulièrement importants pour les travailleurs, zones difficiles d'accès...) ⁽³⁰⁾.

Le découpage des tuyauteries et autres systèmes métalliques de G-2 (aciers conventionnels d'épaisseur 2 à 3 cm) a été effectué par une technique traditionnelle (torches oxyacétyléniques munies d'un dispositif d'aspiration des fumées).

Trois voies différentes se présentaient pour réaliser le traitement et l'évacuation des matériels métalliques présentant des faibles traces de contamination résiduelle (4069 tonnes pour G-2 et G-3 contre moins de 800 tonnes pour G-1) :

- 1^{ère} option : dépose de tous les équipements, conditionnement de ceux-ci en conteneurs étanches et expédition pour stockage définitif sur un centre de l'ANDRA ; coût estimé = $40 \text{ F/kg} \times 4000 \text{ tonnes} = 160 \text{ MF}$;
- 2^{ème} option : décontamination complète préalable puis dépose des équipements ; recyclage dans le domaine public de ces matériels métalliques totalement décontaminés ; coût estimé (après expérimentation en tranche pilote ayant porté sur environ 400 tonnes) = $33 \text{ F/kg} \times 4000 \text{ tonnes} = 132 \text{ MF}$ (y compris la valorisation de l'acier revendu) ;
- 3^{ème} option : dépose des équipements, décontamination sommaire par lavage à haute pression, puis fusion dans un four à arc ; coût estimé = $14 \text{ F/kg} \times 4000 \text{ tonnes} + 24 \text{ MF d'investissement} = 80 \text{ MF}$ (y compris valorisation de l'acier ou de la fonte revendue).

C'est la troisième option qui a été retenue.

De son côté EDF a confié à l'entreprise COMEX-NUCLEAIRE le soin de démanteler les 8 générateurs de vapeur de G-2 et G-3, en novembre 1993. Placés à l'air libre hors des bâtiments, ce sont des cylindres de 40 m de hauteur environ ; leur masse totale est 2400 tonnes. Le chantier est prévu pour durer 2 ans.

Il a été décidé de couper les générateurs en tranches successives, à partir de leur base. Le premier générateur a nécessité 3 mois de travaux ; en effet la configuration des structures internes ne correspondait pas aux plans. Il a donc fallu modifier la machine de découpe et les procédures utilisées. L'objectif pour le second générateur est une durée de 2 mois.

²⁹ Machine SCOUTER pour le découpage externe des tuyauteries, machine SAGAIE pour leur décontamination par projection interne de gels.

³⁰ Source : AEN-OCDE, *INTERNATIONAL CO-OPERATION ON DECOMMISSIONING. Achievements of the NEA Co-operative Programme. 1985-1990*, OCDE, Paris, 1992.

3.3.4 Le four de fusion de Marcoule : réussites et problèmes

Le CEA a donc décidé en octobre 1990 de construire sur le site de Marcoule un four à arc, dénommé INFANTE. Notons tout d'abord que sur les 10 000 tonnes environ de ferrailles extraites de G-2 et G-3, seules 4000 étaient justifiables d'un passage dans le four : 3000 tonnes inactives ont été revendues à des ferrailleurs, 3000 tonnes ont été envoyées à l'ANDRA.

La technique du four à arc a été choisie pour deux raisons principales :

- elle était considérée comme la plus sûre vis-à-vis d'une éventuelle introduction d'eau dans la poche de fusion ;
- elle permettait de disposer d'une poche de fusion suffisamment grande pour y introduire des pièces volumineuses (diamètre de 1,6 m) et éviter ainsi des découpes supplémentaires ; la poche a une contenance théorique de 15 tonnes, mais elle n'est généralement chargée qu'à 12,5 tonnes environ.

Après des tests sur matériaux inactifs conduits entre fin 1991 et début 1992, le fonctionnement véritable a débuté le 27 avril 1992. Les 4000 tonnes de G-2 et G-3 ont été traitées, et en septembre 1994 le four était utilisé pour des aciers « douteux » venant de Saclay (500 tonnes).

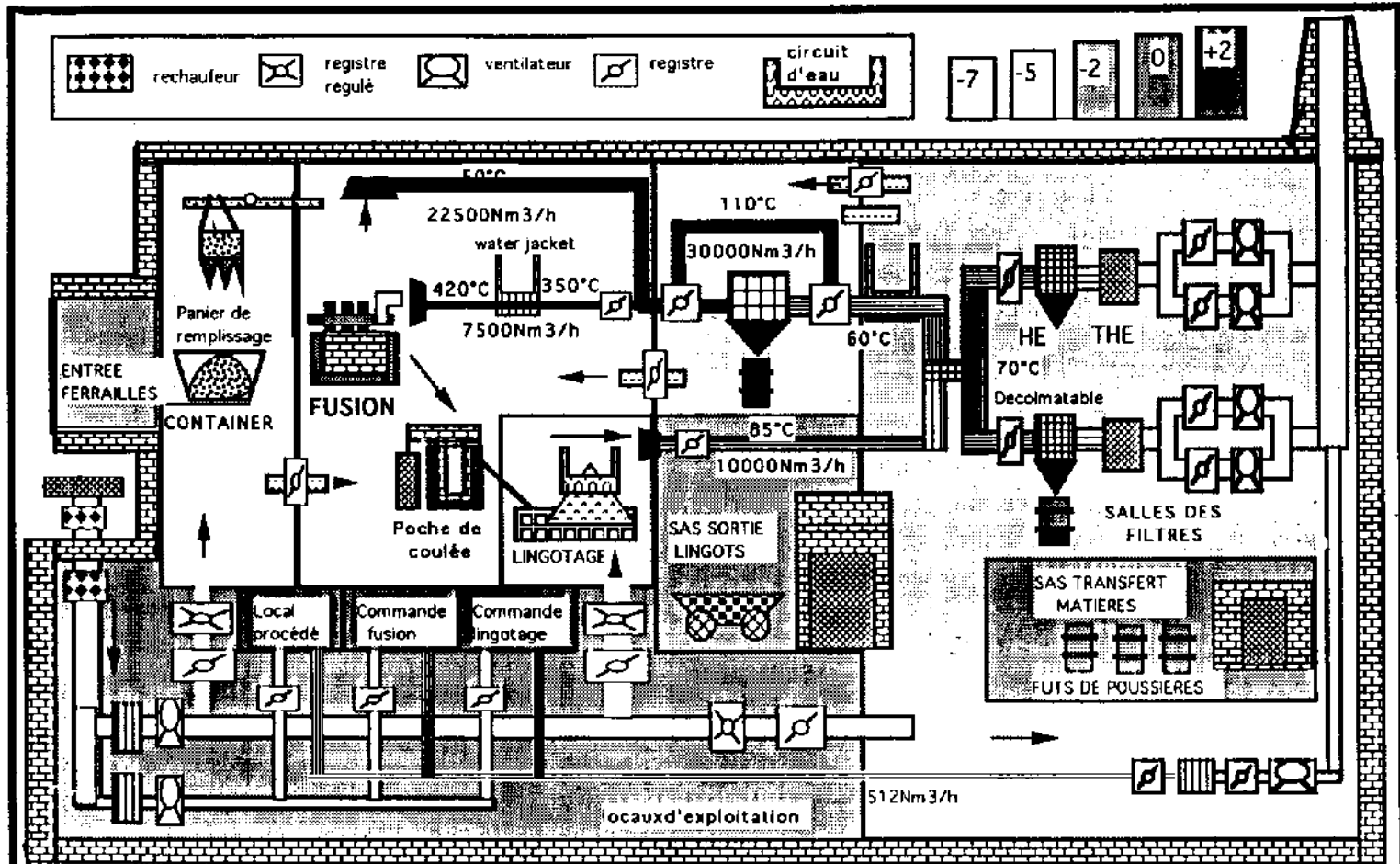
Le produit de la fusion est une fonte dont la radioactivité est égale à 1-5 Bq/g. 1000 tonnes environ ont été coulées au début sous forme de lingots de 25 kg, entreposés en attente d'indications plus précises sur leur avenir. Le CEA a ensuite décidé de fabriquer des blocs de 3800 kg environ, dont la réutilisation comme écran biologique dans l'industrie nucléaire a été envisagée.

Actuellement les coulées de fonte servent à la fabrication de colis pour déchets radioactifs utilisables à l'ANDRA (cylindres : $\varnothing = 1$ m, hauteur = 1 m). 120 colis ont été fabriqués jusqu'ici (septembre 1994), 200 sont prévus à la fin de 1994.

Trois colis sont en cours de qualification à l'ANDRA. Ils doivent en effet répondre aux spécifications précises imposées par l'agence à tous les colis qu'elle est susceptible d'accepter sur le Centre de l'Aube. Lors de ma visite à Marcoule (septembre 1994) plus d'une centaine de colis étaient déjà prêts mais le CEA ne savait pas encore s'ils seraient acceptés. La « Grande Maison », qui *"prépare l'avenir"*, a décidément un sens toujours aussi aigu de l'anticipation...

Deux problèmes importants se posent à propos du four :

- 1/ les poussières et effluents gazeux : la température de fusion des aciers est de 1500°C, or la température d'ébullition du césium est inférieure ; ce radionucléide se retrouve donc dans les poussières ; l'exploitant est ainsi obligé de mettre en oeuvre un système d'aspiration très efficace — ce qui d'ailleurs est le cas ; il m'a été indiqué que chaque tonne d'acier introduite dans le four génère 350 à 400 kg de poussières, et que le système d'aspiration est efficace à 90% ; par ailleurs les crasses présentes à la surface de l'acier liquide, qui



SCHEMA DE PRINCIPE DE L'ACIERIE G3

représentent environ 50 kg par tonne, sont écrémées ; contrepartie bénéfique de l' « inconvénient césium » : l'élément le plus significatif restant dans l'acier est le cobalt ;

- 2/ le four est installé dans l'INBS ⁽³¹⁾ de Marcoule : il a donc « échappé » à une enquête publique et n'est pas soumis au contrôle de la DRIRE ; on peut se demander s'il est vraiment normal qu'il puisse traiter désormais des ferrailles civiles (aciers de Saclay) ; la DSIN estime qu'il s'agit d'un « détournement de procédure » ; la question n'est pas mince car il semble que l'exploitation correcte du four (au point de vue technique mais peut-être surtout financier) nécessite un plan de charge annuel de 5000 tonnes.

Il est certain qu'il conviendra de revoir la ligne de démarcation entre INB civile et INBS. Cette révision — déjà nécessaire au plan général — est d'autant plus justifiée s'agissant du démantèlement d'installations « réformées » ⁽³²⁾. La nécessaire protection de la confidentialité ou du secret militaire ne doit pas conduire à un mélange des genres qui pourrait d'ailleurs se retourner tôt ou tard contre ses promoteurs aventureux.

B. LE DEMANTELEMENT FACE AU PROGRES SCIENTIFIQUE ET TECHNIQUE :

QUESTIONS AUTOUR DE LA RECHERCHE ET DEVELOPPEMENT

Faire le démantèlement est possible dès aujourd'hui, avec une efficacité très grande : les installations de radioméallurgie du plutonium dans le Bâtiment 19 de Fontenay-aux-Roses sont désormais remplacées par des bureaux parfaitement banalisés et accessibles sans restriction.

Il serait pourtant faux de prétendre que le démantèlement est d'ores et déjà à son optimum technique et que les progrès ne seront désormais que marginaux. La recherche et développement a un large champ d'expression. A cet égard la Commission de l'Union européenne dispose d'un poste d'observateur et d'acteur privilégié.

1. LES CHAMPS DE LA RECHERCHE ET DEVELOPPEMENT

1.1 Le rôle central de l'Union européenne

1.1.1 Le cadre d'action général

En 1978 10 réacteurs électronucléaires, dont 4 de puissance électrique nette supérieure à 100 MW, étaient définitivement arrêtés sur l'ensemble de l'Union. Ils étaient pratiquement au nombre de 40 en 1993, dont les 6 réacteurs VVER situés en

³¹ INBS : installation nucléaire de base intéressant la défense nationale, classée « secrète » par le Premier ministre sur proposition du ministre des armées et du ministre chargé de l'énergie atomique ; elles ne sont pas soumises aux dispositions prévues pour les INB civiles (décret du 11 décembre 1963, article 17).

³² Elles ne sont effectivement plus bonnes à aucun service... militaire !

Allemagne de l'Est. Les installations de recherche ou appartenant au cycle du combustible avaient suivi la même évolution, en nombre et en taille.

Les autorités de la Communauté ont jugé nécessaire d'entreprendre des actions au niveau communautaire afin d'établir les bases scientifiques et techniques pour un démantèlement sûr, socialement acceptable et économiquement supportable des installations nucléaires.

Trois programmes quinquennaux de recherche ont été mis sur pied, dont les objectifs se sont progressivement élargis. Le premier programme (1979-1983) concernait uniquement les centrales électronucléaires et était doté de 4,7 Mécus ; le second (1984-1988) visait tous les types d'installations nucléaires et était doté de 12,1 Mécus ; le troisième (1989-1994) a ajouté des « projets pilotes » et a mobilisé 39,8 Mécus. Ces programmes sont pilotés par la DG XII (Science, Recherche et Développement).

Comme la plupart des programmes communautaires, les programmes quinquennaux de R&D fonctionnent essentiellement sur la base de contrats à frais partagés avec des organisations et des firmes des pays membres. La participation financière communautaire peut aller en principe jusqu'à 50% du coût total d'un projet. En revanche les projets — en raison de leur nature même (travail sur des installations immeubles) — n'obéissent pas en général à la règle communautaire qui veut que les financements ne soient accordés qu'aux dossiers réunissant des firmes ou organisations de plusieurs pays ⁽³³⁾.

1.1.2 Objectifs et réalisations du 3^{ème} programme communautaire de R&D (1989-1994)

Adopté par une décision du Conseil au début de 1989 ⁽³⁴⁾, la mission de ce 3^{ème} programme était définie en ces termes :

— *"affermir plus avant les bases scientifiques et techniques pour renforcer les aspects liés à la sûreté et à la protection radiologique ainsi que les évaluations économiques, en effectuant la démonstration des techniques y afférentes"* ;

— *"rendre disponible pour tous les États membres l'expérience tirée du démantèlement des premières installations nucléaires de grande taille dans la Communauté."*

Trois grands domaines d'intervention étaient tracés : **A.** projets de recherche et développement ; **B.** identification de principes directeurs ; **C.** tests pratiques de nouvelles techniques.

A. Les projets de R&D concernaient les sujets suivants : 1/ intégrité à long terme des bâtiments et des matériels ; 2/ décontamination en vue du démantèlement ; 3/ techniques de démantèlement ; 4/ traitement de déchets spécifiques ; 5/ qualification

³³ Plusieurs projets donnent lieu cependant à une coopération internationale : par exemple des projets touchant à la caractérisation de matériaux ou à des études générales.

³⁴ I.O. n° L-98, 11 avril 1993, p.33.

et adaptation de systèmes de manipulation télécommandés ou semi-automatiques ;
6/ estimation des volumes de déchets.

Ces sujets ont été largement traités lors des deux programmes précédents, et la Communauté n'a pas estimé devoir poursuivre les objectifs initialement dévolus à cette catégorie. Les activités ont donc été réorientées vers la démonstration et l'application effective de techniques déjà reconnues auparavant. Elles ont absorbé environ 25% du montant total du programme. Un certain nombre de techniques ont par ailleurs atteint un stade suffisamment avancé pour faire l'objet de développements quasi industriels et de commercialisation.

38 projets de recherche étaient en cours au 31 décembre 1993.

B. La mise en évidence de principes directeurs devait particulièrement s'intéresser à : 1/ la conception et l'exploitation des installations nucléaires en vue de faciliter leur déclassement ; 2/ l'organisation des opérations de démantèlement en vue de réduire les expositions professionnelles aussi bas que raisonnablement possible ; 3/ les éléments techniques d'une politique communautaire en la matière.

Une réorganisation des services de la Commission a fait passer les projets relevant de ce point B. sous la responsabilité de la DG XI (Environnement, sécurité nucléaire et protection civile).

Sous ce label « principes directeurs » on trouve essentiellement deux projets :

- une étude sur les *"Politiques, réglementations et recommandations pour le démantèlement des installations nucléaires dans la Communauté européenne"*, conduites par les services de la Commission et un groupe d'experts ;
- la préparation d'un manuel sur les techniques innovantes de démantèlement : ce manuel fait appel à une très large coopération internationale, puisque la répartition des tâches est la suivante :
 - assistance éditoriale générale : AEA-WINDSCALE ;
 - caractérisation de radioactivité : IPSN ;
 - décontamination : ENEL, Commission ;
 - démantèlement et techniques de découpe : CBA/UDIN, Commission ;
 - gestion des matériaux issus du démantèlement : GNS, AEA-WINDSCALE ;
 - protection radiologique et techniques de sûreté : AEA-WINDSCALE, ONDRAF/ NIRAS ;
 - conception des installations et règles d'exploitation : FRAMATOME.

C. Les tests pratiques de nouvelles techniques représentent l'action la plus importante tant en volume de travail qu'en budget disponible (75%). Cette action s'articule autour de trois lignes structurantes :

- *la participation à quatre projets pilotes de démantèlement* : le réacteur AGR de Windscale (Royaume Uni), la centrale REB de Gundremmingen (RFA), la centrale REP de Mol (réacteur BR-3, Belgique) et l'atelier AT-1 (France) ; tous ces projets prévoient une évacuation complète du matériel radioactif (sauf pour BR-3) ; ils ont été choisis car ils donnent une représentation acceptable de ce que peut être un projet de démantèlement à grande échelle ; les travaux de la 1^{ère} phase (au regard du programme communautaire) pour ces projets pilotes ont débuté entre l'automne 1989 et le printemps 1990 ; ces actions concernaient principalement la construction et la mise en service d'outils spéciaux, le déplacement de composants et de quelques éléments internes sur certains réacteurs, etc. elles furent terminées à la fin de 1991 ; la 2^{ème} phase concerne le démantèlement d'éléments plus actifs (structures internes des réacteurs) ou plus contaminés (générateurs de vapeur) ainsi que le conditionnement complet des déchets provenant d'AT-1 ;
- *l'étude de techniques non incluses dans les projets pilotes* : elles couvrent un éventail très large et sont appliquées dans de nombreuses opérations de démantèlement : cellule chaude de Risø (Danemark), atelier Piver (Marcoule), Rapsodie (Cadarache), réacteur JEN-1 (Espagne), usine WAK (RFA), centrale Latina (Italie), etc. ; 22 projets au total émergent à cette catégorie ;
- *le détachement réciproque de personnels pour les projets pilotes* : des organisations désirant acquérir des connaissances de base ou complémentaires peuvent détacher du personnel qui contribuera, sous contrat à frais partagés, aux activités de recherche dans les projets pilotes ; à ce jour il semble que cette possibilité pourtant intéressante n'ait pas été appréciée pleinement : seuls 4 contrats de détachement sont en cours, selon les informations dont je dispose ; je ne peux m'empêcher de faire le parallèle avec le comité de pilotage impliqué dans le démantèlement de Fort St. Vrain ; cette carence me semble d'autant plus regrettable que, comme je l'ai indiqué plus haut, les projets restent en général purement nationaux.

1.1.3 La diffusion de l'information

La plupart des efforts effectués par les services de la Commission sont dirigés vers la diffusion de l'information acquise par les organismes qui pratiquent effectivement la recherche. Il convient de distinguer deux types d'informations :

- l'information technique la plus détaillée est disponible seulement pour les spécialistes (ne serait ce que pour d'éventuels problèmes de propriété industrielle) ; chaque projet doit remettre un rapport d'étape semestriel, qui est distribué et discuté au sein du groupe de travail spécialisé uniquement, dans des réunions semestrielles ;

- une importante série de publications (120 environ à ce jour) est disponible pour le public :
- chaque année des rapports sommaires standardisés sont soumis à la Commission par chaque projet ; ces rapports sont compilés et édités pour former le rapport annuel du programme communautaire ; conformément au traité Euratom, ce rapport est soumis aux différents comités concernés au sein du Parlement européen et du Conseil ;
- le rapport final de chaque projet est également discuté par le groupe de travail concerné avant d'être publié par les soins et sous le timbre de la Commission ;
- la Commission organise avec ses principaux contractants des séminaires et des ateliers de travail sur des sujets déterminés, ouverts à tous les participants au programme, à tous experts des États membres et aux personnalités extérieures ; les recueils des communications présentées à ces réunions sont disponibles.

1.1.4 L'évaluation du 3^{ème} programme communautaire de R&D

En 1993 le programme a été évalué par un panel d'experts indépendants, comme cela était requis par la décision du Conseil de 1989. Présidé par le Pr. GUILLAUMONT, directeur du Laboratoire de radiochimie (Institut de Physique nucléaire, Orsay), il rassemblait 7 personnalités provenant du monde universitaire ou industriel. Le groupe d'experts a organisé son travail de la façon suivante :

- 7 réunions de 2 jours pleins entre novembre 1992 et avril 1993, destinées à des entretiens approfondis avec le directeur du programme communautaire, les directeurs de projets / contrats sélectionnés, des personnalités venant d'autres institutions (AEN-OCDE, DG XI), le président du CGC-6 ;
- des visites à Windscale et Guldremmingen ;
- des investigations particulières effectuées séparément par les membres du panel, sur la qualité scientifique et technique de projets pilotes ou contrats sélectionnés ;
- des entretiens conduits individuellement par les membres du panel avec un grand nombre de personnes concernées par le programme.

Le rapport final du panel d'experts a été publié en août 1993⁽³⁵⁾. Sur les contributions scientifiques, le panel estime que "la recherche a contribué à des améliorations techniques importantes" et que "la technologie du démantèlement est aujourd'hui arrivée à maturité. Le programme a également montré qu'un certain nombre de techniques de déclassement sont praticables et cela ouvre la voie à une série de

³⁵ Coll., *Evaluation of the Community's Research Programme on Decommissioning of Nuclear Installations (Cost shared research 1989-1993)*, Commission des Communautés Européennes, EUR 15329-EN, 1993.

stratégies différentes de déclassement. " Par ailleurs les programmes nationaux et les travaux communautaires sont bien coordonnés et l'implication financière communautaire a contribué à l'avancement plus rapide ou à l'extension de nombreux projets.

En ce qui concerne la gestion du programme, il est apparu au panel que *"les gestionnaires responsables ont fait preuve des aptitudes techniques nécessaires à la gestion de projets complexes comme celui-ci."* En revanche *"la diffusion et le suivi des résultats pourraient être améliorés par la publication de résumés non techniques à l'intention des hommes politiques et du public."*

Le panel conclut enfin par une série de recommandations : le premier volet rassemble celles qui sont spécifiques aux différents sous-programmes, le deuxième présente des recommandations générales : *"Le programme doit être poursuivi et les experts recommandent :"*

- "— d'améliorer la diffusion d'informations claires et compréhensibles ;"*
- "— de renforcer la coopération avec les organismes internationaux qui s'occupent de déclassement (par exemple l'AEN) ;"*
- "— d'encourager la réalisation d'études approfondies sur le rapport coût/avantage et sur la protection radiologique en vue d'adopter des stratégies optimales à court et long terme ;"*
- "— d'étendre le champ d'application du programme à toutes les parties du cycle du combustible, y compris l'extraction et le traitement de l'uranium ;"*
- "— de revoir les objectifs et la structure du programme en vue d'accorder une grande importance aux projets pilotes de démonstration qui doivent permettre de mettre au point des techniques ;"*
- "— de fusionner le programme de déclassement avec le programme de gestion des déchets radioactifs et d'établir des liens plus étroits avec le programme de protection radiologique de la DG XI ;"*
- "— d'examiner dans les plus brefs délais la possibilité d'établir des normes pour les matières très faiblement actives provenant du déclassement en vue d'autoriser leur libre utilisation ou leur élimination non contrôlée ;"*
- "— de mettre en évidence les retombées éventuelles des techniques de déclassement sur les domaines non nucléaires et de créer un mécanisme de diffusion de l'information ;"*
- "— d'étendre le programme aux réacteurs soviétiques de type VVER en Allemagne, en assurant une participation internationale et communautaire ;"*
- "— de maintenir suffisamment de gestionnaires permanents et qualifiés afin de pouvoir exploiter à fond le programme."*

1.1.5 L'avenir des programmes communautaires de R&D

La part du financement communautaire ne représente que 10% environ du total des dépenses consacrées par les États membres au démantèlement. La contribution de la Communauté ne peut donc servir qu'à encourager les études et à les coordonner, non à les diriger.

Le Conseil a décidé le 28 avril 1994 d'adopter le 4^{ème} programme-cadre de recherche et formation (1994-1998) pour la Communauté européenne de l'Énergie atomique. Il a également fusionné les quatre programmes à frais partagés (Sûreté des réacteurs, Déchets radioactifs, Démantèlement, Radioprotection) en un seul programme doté de 160 M€cus. Compte tenu du nombre élevé de priorités retenues dans le cadre de ce programme unique, il est à prévoir que toutes les recommandations énoncées par le panel d'évaluation ne pourront être appliquées.

Le Comité économique et social a fermement demandé qu'une part importante du budget soit consacrée aux activités de démantèlement, et le Comité scientifique et technique d'Euratom a également demandé que le financement des projets pilotes soient poursuivis.

1.2 Considérations sur les techniques de démantèlement : acquis et progrès souhaitables

Sur ma demande, les instances compétentes du CEA ont établi une note qu'il me paraît utile de reprendre ici.

1.2.1 Mesures de radioactivité

Les techniques afférentes ont pour objectif de : 1/ dresser l'inventaire radioactif de l'installation (contamination et activation) ; 2/ choisir les procédés de décontamination à utiliser ; 3/ trier les déchets par catégories en fonction de leur destination définitive ; 4/ confectionner des lots, constituer et vérifier les colis de déchets ; 5/ prendre les mesures *ad hoc* de protection du personnel ; 6/ vérifier en fin de travaux qu'il n'y a plus de radioactivité résiduelle significative.

Aujourd'hui les moyens et les connaissances existants permettent d'effectuer, dans des conditions convenables, la plupart des mesures de radioactivité nécessaires à la bonne conduite du démantèlement. En revanche on peut espérer des développements positifs dans les directions suivantes :

- pour le tri et le classement en catégorie des déchets : mesures permettant de séparer les déchets à vie longue des autres ;
- pour dresser l'inventaire radiologique d'une zone en cours de travaux : méthodes et équipements qui permettraient une connaissance instantanée de la situation (p.ex. gamma-photographie avec traitement d'images pour connaître les courbes isodoses et les points chauds, carottages...)

- pour remettre les matériaux dans le domaine public : ensembles utilisables sur chantier permettant, avec une forte cadence, d'effectuer sur de grandes quantités de déchets des mesures à très bas niveau.

1.2.2 Décontamination

Divers procédés sont utilisés pour ôter la contamination des surfaces métalliques, afin de faciliter l'accès à certains secteurs, réduire la radioactivité des équipements, satisfaire aux conditions d'entreposage, de stockage ou de remise dans le domaine public. La palette de choix est variée : procédés chimiques (gels, mousses, revêtements pelables, liquides agressifs ou doux...), procédés physiques (évaporation sous vide ou par cavitation, rinçages à l'eau ou à la vapeur, jets d'eau sous moyenne pression, sous abrasifs, brûlage à la flamme...), procédés mécaniques (brassage, vibration, sablage, jets d'eau sous haute pression avec abrasifs, billes de glace...), procédés particuliers (fréon, micro-ondes, fusion...).

On constate que de très nombreux procédés de décontamination sont disponibles, chacun ayant un domaine d'application privilégié. Tous ces procédés peuvent être améliorés pour plus d'efficacité (facteur de décontamination), de rapidité et de facilité de mise en oeuvre, de polyvalence. Un point important concerne la limitation des déchets secondaires et la facilité de leur traitement et de leur stockage.

1.2.3 Découpe

De très nombreuses techniques (mécaniques, thermiques, électro-thermiques, pyrotechniques...) permettent dès aujourd'hui de découper, diviser, fractionner les équipements et les structures d'une installation. Au moment où le scénario de déclassement est établi, le choix des outils ou équipements de découpage doit prendre en compte : 1/ la performance et le poids ; 2/ la facilité de décontamination afin de limiter l'irradiation du personnel d'entretien et la production d'effluents de décontamination, et permettre ainsi sa réutilisation ultérieure ; 3/ la tenue des divers composants au rayonnement ; 4/ la possibilité, en cas de panne quelconque, de retirer un appareil monté sur télémanipulateur hors de la zone interdite aux personnes ; 5/ la compatibilité entre l'outil, le porteur et le milieu ambiant ; 6/ le contrôle des nuisances (poussières, fumées, aérosols, effluents...).

Dans de très nombreux cas l'automatisation et la téléopération s'avèrent nécessaires pour satisfaire au besoin de découpe ou améliorer le rendement des équipements. Les principales zones de progrès concernent la capacité des techniques actuelles à traiter de façon industrielle les structures de grande dimension, tout en diminuant la quantité d'effluents produits. Il conviendrait également de « nucléariser » des outils qui ont fait leurs preuves dans l'industrie classique.

1.2.4 Téléopération

On regroupe sous ce terme non seulement les équipements qui permettent d'effectuer les opérations et les manipulations à distance, mais aussi les moyens de vision et d'assistance qui les accompagnent. Parmi ces équipements on trouve les robots, les

télemanipulateurs, les porteurs... Certains scénarios impliquent que ces appareils puissent travailler sous l'eau.

D'ores et déjà les techniques actuelles de téléopération permettent de disposer de :

- robots télécommandés que l'on peut introduire dans une tuyauterie de diamètre environ égal à 400 mm, dans une cuve de réacteur, dans un local ; ils peuvent porter des instruments de mesure et d'examen ou des caméras ;
- télémanipulateurs comportant un bras maître à la disposition de l'opérateur en zone de travail et un bras esclave placé à l'intérieur de la zone interdite ; un système de télécommande mécanique ou électronique permet au bras esclave de reproduire exactement les mouvements du bras maître ;
- porteurs qui permettent la pénétration à travers une barrière de protection et supportent un télémanipulateur.

Il importe de dissiper un malentendu fréquent. L'avenir des techniques de téléopération ne passe pas par l'introduction généralisée de robots complètement autonomes mais plutôt par l'amélioration des équipements semi-télécommandés, qui pourraient avantageusement remplacer nombre d'opérations actuellement effectuées manuellement. Le gain radiologique global est vraisemblablement supérieur.

Je crains cependant que le vertige technologique ne reste une passion largement partagée. Lors de ma visite au centre de recherche KFK de Karlsruhe⁽³⁶⁾, mes interlocuteurs m'ont remis, à côté des documents décrivant les démantèlements en cours, un papier retraçant les efforts accomplis dans l'industrie allemande dans le domaine robotique, avec une satisfaction évidente... Les expériences dont j'ai pu avoir connaissance (structures internes du réacteur de Niederaichbach, générateurs de vapeur à Marcoule...) m'incitent à croire que les automatismes ont souvent du mal à se sortir des situations imprévues.

De toute façon la robotique ne permet jamais de s'affranchir de l'intervention humaine. Les démantèlements d'ÉLAN II-B et AT-1 à La Hague en sont deux exemples. Dans les deux cas il a été développé des porteurs télescopiques auxquels ont été associés de télémanipulateurs (MA-23). Ces appareils ont permis le démantèlement de la grande majorité des équipements présents dans les cellules (le plus souvent aveugles et sans moyen propre de téléopération). Cependant aujourd'hui l'assainissement final d'AT-1 nécessite l'intervention d'opérateurs *in situ*.

1.2.5 Traitement et conditionnement des déchets

Il s'agit d'utiliser tous les procédés qui conduisent à rendre les déchets conformes aux conditions et spécifications relatives au stockage, définies en fonction des politiques nationales. Dans cette optique, les efforts doivent porter sur les moyens de rendre le coût final du stockage le moins élevé possible. Cet objectif implique pour l'exploitant de :

³⁶ qui a d'ailleurs supprimé le terme « nucléaire » de sa dénomination officielle...

- limiter la quantité des déchets destinés à être stockés, ce qui passe par une décontamination suffisamment poussée pour permettre leur réutilisation dans le domaine public ou l'industrie nucléaire ;
- réduire le volume des déchets qui ne peuvent être recyclés (fusion, compactage, incinération) et éventuellement mettre en oeuvre des moyens de décontamination et de conditionnement qui autorisent des formules de stockage les moins coûteuses.

Les acquis sont nombreux : enrobage dans le béton ou le bitume, projection de peinture épaisse, enrobage dans des polymères, fusion des déchets métalliques, traitement de certains bétons...

Les techniques en cours de développement portent sur le traitement des déchets de béton par ségrégation des constituants, l'incinération en général et plus particulièrement celle du graphite radioactif⁽³⁷⁾, la réalisation et l'exploitation d'une installation industrielle de fusion de déchets métalliques. Dans ce dernier domaine, il faudrait s'attacher particulièrement à :

- ajuster et affiner les évaluations de coûts ;
- compléter les connaissances encore incomplètes sur la répartition des radionucléides (césium, strontium, cobalt...) entre le lingot, les scories, le réfractaire et les fumées ;
- améliorer les moyens de mesure sur l'activité des lingots (homogénéité par exemple).

La technique de fusion a été présentée un peu vite comme la « pierre philosophale » dans le traitement des aciers contaminés. Il me semble qu'il faudrait prendre rapidement un peu de recul et résoudre certaines questions essentielles⁽³⁸⁾ avant de se lancer tête baissée dans une voie qui peut encore réserver des surprises.

Une attention particulière devrait être apportée aux recherches concernant le traitement et le conditionnement des matériaux spéciaux comme le sodium et le graphite.

1.2.6 Protection du personnel et des chantiers

Les objectifs et les techniques diffèrent peu de ce qui est mis en oeuvre pour la maintenance en exploitation. La meilleure protection du personnel passe par l'amélioration des méthodes permettant d'obtenir un bilan d'activité avant et pendant les opérations (codes de calcul, analyses de recalage, mesures *in situ*...) et par la mise au point d'une méthodologie d'analyse des risques, d'étude d'impact sur l'environnement, etc.

³⁷ Que faire du carbone 14 radioactif ?

³⁸ qui semble-t-il concernent peu le produit même de la fusion — la fonte — mais plutôt les conditions de sa fabrication.

2. INTERROGATIONS POUR UNE STRATEGIE DE R&D

2.1 L'équilibre délicat entre recherche amont et recherche pilotée par l'aval

Il semble, au regard des développements présentés ci-dessus, que les techniques nécessaires au démantèlement soient globalement au point et que les améliorations se fassent plutôt « à la marge ». Dans ces conditions il conviendrait de délaissier les efforts de recherche *a priori* pour se concentrer sur ce qui est directement utile. Mais il reste difficile d'abandonner véritablement toute réflexion prospective et tous travaux « gratuits », qui seuls peuvent déboucher sur de réelles innovations amenant des progrès sensibles. Le dilemme n'est d'ailleurs pas spécifique à la recherche en démantèlement.

La politique du CEA illustre bien ces hésitations sur la stratégie à suivre.

Il y a une quinzaine d'années le CEA menait concurremment le développement d'outils spécifiques aux besoins de chaque atelier et des recherches générales. La justification de ces dernières était qu'il existe des besoins « de base » (mesurer, regarder, décontaminer, découper, conditionner...) auxquels on peut répondre par le développement de techniques génériques. C'est ainsi qu'ont été mises au point les techniques de découpe par plasma sous eau ou les procédés de décontamination par carboglace.

Cependant certaines des techniques ainsi développées n'ont jamais été utilisées sur le terrain à l'échelle industrielle, du fait d'obstacles imprévus. Citons pour l'exemple la découpe laser avec ROLD, la décontamination des tuyauteries avec SAGAIE, la découpe de tuyauteries de grand diamètre en automatique avec SCOUTER. L'importance des temps de mise en place ainsi que des vitesses de fonctionnement relativement faibles n'ont jamais permis d'atteindre des cadences industrielles.

M. CAPRON, Administrateur général du CEA de 1986 à 1989, a imposé un changement de cap. Désormais la R&D serait effectuée uniquement si elle est exigée par un projet. Cela entraînait l'obligation d'effectuer une analyse *a priori* pour chaque projet de démantèlement, afin de détecter et formaliser des besoins éventuels.

La solution retenue évite effectivement les « gaspillages » inévitables dans toute recherche *a priori*. Mais un obstacle imprévu a grippé les rouages de la « stratégie de l'utile » : pour chaque opération concernée, il faut attendre la mise au point définitive de la technique pour débiter les travaux. Or en matière de démantèlement, au CEA, attendre coûte cher...

Un exemple illustre les paradoxes de la situation actuelle, qui m'a été rapporté par M. LALLEMENT lors de ma visite à VALRHO. Une installation de Cadarache nécessitait récemment une décontamination. Le CEA a envisagé d'adapter un procédé au fréon utilisé par le centre de VALDUC dans un autre contexte. Mais les temps du fréon sont très certainement comptés et il est envisagé par les instances internationales d'en interdire prochainement toute utilisation.

Dans ces conditions le CEA risquait d'investir quelque argent dans un programme de recherche portant sur un produit susceptible d'être banni à plus ou moins court terme de la panoplie des moyens autorisés. Il a donc été décidé d'acheter 30 tonnes de fréon pour procéder immédiatement à la décontamination désirée et de lancer concurremment des études sur les substituts au fréon.

Qui peut savoir dès aujourd'hui si l'on dispose de toutes les techniques nécessaires pour faire face à la « grande époque » du démantèlement ? De cette incertitude découle l'obligation de maintenir une certaine vigilance à l'égard des possibilités d'innovations, un certain recul vis-à-vis des besoins « quotidiens » du démantèlement.

Les directions techniques de chaque établissement ont évidemment un rôle central dans cette vigilance puisque ce sont elles qui traitent les demandes émises par les différents ateliers. Il leur appartient de synthétiser les visions nécessairement fractionnées qui leur parviennent de la base pour inscrire leur action dans des programmes globaux. Ces programmes permettront à la fois de répondre rapidement et efficacement aux besoins immédiats, dégager des lignes structurantes pour éclairer les horizons à plus long terme, et assurer l'efficacité maximale des ressources disponibles.

2.2 L'intégration nécessaire des impératifs du démantèlement dans la conception des installations

Chacun en est d'accord : un bon démantèlement est un démantèlement qui est d'abord bien préparé. Cette préparation doit pouvoir se manifester dès la conception de l'installation. J'ai posé la question au CEA de savoir si les impératifs du démantèlement étaient pris en compte dans la conception des projets en cours ou des réalisations récentes, et s'il pouvait apparaître, au niveau de la conception des installations, des contradictions entre les impératifs de sûreté et les impératifs de la maintenance et du démantèlement.

Je livre ici intégralement la réponse du CEA.

"La question des dispositions incluses dans la conception des projets actuels ou de réalisations nucléaires récentes, destinées à faciliter leur démantèlement ultérieur est l'une des préoccupations des autorités de sûreté, qui imposent depuis quelques années que cette question soit abordée par les exploitants dans les dossiers de sûreté des nouvelles installations nucléaires. On peut dire, toutefois, qu'à ce jour, il n'existe pas à proprement parler de dispositions spécifiques de nature à faciliter le démantèlement ultérieur des installations."

"Ce point s'explique logiquement pour au moins trois raisons :"

"— le retour d'expérience en matière de démantèlement est récent et forcément limité, en particulier au niveau 3 où il ne concerne que quelques laboratoires ;"

"— le nombre d'installations nucléaires de base construites récemment et présentant des difficultés potentielles importantes pour leur démantèlement est très faible ;"

"— pour ces installations récentes, les exploitants se sont fixés des objectifs de radioprotection ambitieux, par exemple : « faire en sorte qu'en exploitation normale, aucun travailleur ne prenne un équivalent de dose supérieur au dixième de la limite réglementaire pour les travailleurs directement affectés à des travaux sous rayonnements, soit la dose limite annuelle fixée pour le public par la réglementation ». Ceci impose une excellente maîtrise des problèmes d'intervention pour maintenance et pour modifications de ces installations qui doivent être fiables mais aussi modulables et flexibles afin de pouvoir intégrer les progrès technologiques, s'adapter en permanence à la demande et être opérationnelles très longtemps (30 à 40 ans), dans des conditions qui limitent l'intervention de l'homme et donc minimisent les doses intégrées par le personnel. Dans ce domaine, non seulement il n'y a aucune contradiction entre les impératifs de sûreté de la maintenance et du démantèlement mais au contraire, on peut affirmer que les impératifs de sûreté et la maintenance font que les dispositions adoptées pour les satisfaire couvrent généralement celles qui seraient nécessitées par le démantèlement."

"A titre d'exemple, citons :"

"• dans le domaine des usines et laboratoires :"

"— les usines UP2 et UP3 de retraitement des combustibles de La Hague où la maintenance est assurée de manière entièrement télémanipulée ou automatisée. Ceci a été rendu possible par l'étude de la télédémonabilité à distance des matériels et par la mise au point d'enceintes mobiles pour l'échange standard d'appareils de procédé, permettant le maintien du confinement et la protection biologique des opérateurs. Ces matériels auront une importance primordiale lors des opérations de démantèlement des usines ;"

"— les laboratoires ATALANTE de recherche et développement sur le retraitement situés à Marcoule ont été conçus de façon à permettre l'intervention sur les caissons étanches contenant les matières radioactives, situés derrière les protections biologiques, de façon à minimiser les doses reçues par le personnel d'intervention (standardisation des caissons, facilité d'assainissement et de changement en cas de problème). Là aussi, ces dispositions sont de nature à faciliter le démantèlement de l'installation ;"

"• dans le domaine des réacteurs :"

"— la mise en place de protection sur les guides neutrons du réacteur à haut flux (RHF) de Grenoble pour éviter l'activation des parois de la piscine et ainsi faciliter les interventions pour modifications et ultérieurement le démantèlement ;"

"— pour le réacteur électrogène du futur (REP 2000), des dispositions devant permettre de faciliter le démantèlement sont à l'étude."

"En conclusion et à ce jour, il n'a jamais été rencontré dans la conception des installations de contradictions entre les impératifs de sûreté en fonctionnement et de maintenance ou de démantèlement, en règle générale tous les développements destinés à améliorer la sûreté de la maintenance concourent à faciliter les opérations de démantèlement et à en améliorer la sûreté."

J'ai adressé la même question à EDF (SEPTEN : Service des Études et Projets Thermiques et Nucléaires) et à FRAMATOME. La longue réponse de FRAMATOME est présentée en annexe. Le SEPTEN rappelle que *"les principales options de conception permettant de favoriser le démantèlement des tranches concernent d'une part la démontabilité des équipements et d'autre part le choix des matériaux vis-à-vis de leur activation sous irradiation ou contamination."*

"La première de ces options est totalement compatible avec les objectifs de durée de vie des tranches, pour lesquelles EDF a mis en oeuvre des mesures à la conception, permettant de démonter et de remplacer en exploitation tous les gros équipements à l'exception de la cuve du réacteur."

"Le deuxième de ces actions est totalement compatible avec l'objectif de sécurité du personnel vis-à-vis de la radioprotection. Le choix des matériaux est toujours réalisé en essayant de limiter [...] la dose de rayonnement induite par ces matériaux lorsqu'ils sont activés ou contaminés. [...]"

J'ai pu constater à Marcoule que la conception de la nouvelle Station de Traitement des Effluents intègre des dispositions facilitant sa maintenance et son démantèlement :

- les parois de la cellule contenant l'évaporateur sont entièrement revêtues d'une fine plaque d'acier afin d'éviter une contamination du béton des murs ;
- le plafond de la cellule est constitué d'une « porte » qui donne sur un hall équipé d'un portique ; ceci permettra le changement facile de l'évaporateur quand le besoin s'en fera sentir ;
- en conséquence le bâtiment est deux fois plus haut que l'évaporateur, ce qui permettra la manipulation de celui-ci dans des conditions adéquates de sûreté et de sécurité pour les travailleurs et l'environnement.

Chacun en est d'accord : les opérations de démantèlement — comme les opérations de maintenance lourde — sont facilitées par : 1/ une bonne accessibilité et démontabilité des matériels ; 2/ le choix de matériaux peu sensibles à l'activation ou donnant naissance à des produits de filiation de courte durée de vie. FRAMATOME estime que l'accessibilité est en *"amélioration constante grâce notamment au retour d'expérience"*. Tout dépend de la date de référence à partir de laquelle on commence à comptabiliser l'amélioration... N'oublions pas que, pour des contraintes de compétitivité, le volume de l'enceinte de confinement sur le palier P'4 a été réduit par rapport à celui des paliers antérieurs. De même sur UP-3 le nécessaire « dégraissage » des coûts de construction s'est traduit par une réduction des volumes disponibles. Pour ce qui est des matériaux, FRAMATOME note que *"la situation actuelle — fortement améliorée depuis les origines — apparaît à notre*

connaissance comme satisfaisante aux exploitants", mais "des améliorations sont toujours possibles". En particulier on peut jouer sur la chimie de l'eau primaire afin de limiter la corrosion des structures et la mise en suspension des produits activables.

Cette question de l'accessibilité devrait être prise en compte au niveau du plan de masse de l'installation, dès la conception « architecturale » du projet. Je me suis laissé dire qu'elle ne figure pas explicitement parmi les options structurantes du projet EPR.

Il me semble important que l'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection fassent porter leur attention sur ce point, qui touche non seulement au démantèlement mais aussi à la maintenance en exploitation, c'est-à-dire aux phases de la vie d'un réacteur où les personnels — BDF ou extérieurs — sont amenés à prendre des doses.

Je n'ai pas l'impression que le sujet mobilise beaucoup les concepteurs de réacteurs. Dans son *Year Book 1994*, les passages que consacre l'AIEA à la question ⁽³⁹⁾ me laissent mi-figue mi-raisin : *"L'expérience des projets de démantèlement d'installations nucléaires et les études y afférentes ont montré que les impératifs du démantèlement devaient être considérés à la conception de l'installation. Les objectifs sont la réduction de l'exposition des travailleurs, la diminution des déchets, la simplification des méthodes de démantèlement et la diminution des coûts. Cependant ces objectifs ne doivent pas entrer en conflit avec l'objectif premier de l'installation : une exploitation sûre et efficace. Une grande variété de concepts ont été utilisés ou proposés pour être inclus dans la conception et la construction des installations, pour faciliter la démolition, l'évacuation ou la segmentation des matériels et composants. En effet l'AIEA a soutenu depuis longtemps que les considérations touchant au démantèlement devaient être incluses sur la check-list du concepteur."*

"Finalement, dans un monde où la conscience environnementale est de plus en plus importante et où l'acceptation du public pour l'énergie nucléaire n'est pas très forte, des plans bien conçus et établis pour le démantèlement, préparés dès la phase de conception, pourraient faire beaucoup pour donner au public (et aux autorités) l'assurance d'un démantèlement sûr et efficace des installations à la fin de leur durée de vie utile."

Force est de reconnaître que l'on n'en sait pas beaucoup plus après avoir lu cela qu'avant... Je ne peux m'empêcher également de remarquer que l'un des objectifs fixés dans la partie B. du programme de recherche communautaire concernait justement l'établissement de principes directeurs concernant la conception et l'exploitation des installations nucléaires en vue de faciliter leur déclassement. Ce vaste sujet a débouché sur un rapport relatif aux politiques, réglementations et recommandations nationales en matière de démantèlement et sur un « manuel pratique » à paraître bientôt.

Est-ce à dire qu'il n'y avait plus rien à chercher ni à trouver sur le sujet initialement retenu ? J'aimerais en savoir plus...

³⁹ Conception et construction des centrales électronucléaires en vue de faciliter leur démantèlement, p. C 103.

Ce que je retire de ces investigations concernant la R&D en démantèlement est que l'on se trouve actuellement à une période charnière : les techniques de base sont plutôt bien maîtrisées, mais il convient de développer les outils qui permettront de passer au stade de leur utilisation en conditions industrielles. Pour leur part, certains domaines plus particuliers méritent une attention soutenue : je pense surtout au traitement et au conditionnement de matériaux très spécifiques comme le sodium et le graphite, pour lesquels il ne m'apparaît pas clairement que l'on ait déterminé la meilleure solution.

A l'évidence, les choix en matière de traitement et conditionnement des équipements démantelés ne peuvent se faire qu'en connaissant le devenir des matériaux résiduels. De façon plus générale, c'est bien toute la stratégie de l'exploitant face au démantèlement qui bute sur la question des déchets de faible activité, toujours sans réponse aujourd'hui.

C. LA GESTION DES DECHETS DE FAIBLE ACTIVITE ISSUS DU DEMANTELEMENT RESTE AUJOURD'HUI UNE INCONNUE MAJEURE

EDF n'ira pas plus loin que le niveau 2 sur le réacteur de Brennilis tant que l'avenir des déchets de faible et très faible activité ne sera pas clarifié. En présentant cette position lors de l'audition ouverte à la presse que j'ai organisée le 17 novembre dernier, M. STRICKER, Directeur délégué aux Affaires techniques (EDF-Exploitation du Parc nucléaire), pose à nouveau clairement la question : que faire des déchets radioactifs de faible activité ? Force est de constater à cet égard que, si les estimations sont relativement convergentes quant aux volumes de déchets issus du démantèlement, les appréciations restent sensiblement divergentes quant au devenir de ces mêmes déchets.

1. DES ESTIMATIONS RELATIVEMENT CONVERGENTES SUR LE VOLUME DES DECHETS ISSUS DU DEMANTELEMENT

1.1 Les estimations générales

Les organisations internationales et les autorités réglementaires de divers pays se sont très tôt attachées à évaluer le volume des déchets générés par les opérations de démantèlement. La méthode utilisée consiste, à partir d'un ou quelques réacteurs réels, à définir un « réacteur de référence », dont la puissance est normalisée, qui puisse d'une part servir de base aux études effectuées ultérieurement par chaque exploitant, d'autre part dresser un cadre général pour la politique d'infrastructures en matière de déchets.

Cette démarche renvoie implicitement à une « linéarité » entre la puissance installée et le volume de déchets générés. Ceci ne peut être vrai qu'en première approximation.

1.1.1 Brève description des déchets issus du démantèlement

Ces déchets peuvent être utilement répartis en trois catégories :

1. Les matériaux activés apparaissent dans les zones soumises à de fortes irradiations pendant le fonctionnement du réacteur. Ce sont essentiellement la cuve et les structures internes de celle-ci (déflecteurs de fluide de refroidissement, cuvelage interne, structures de support, tubes de guidage des barres de contrôle...), ainsi que la couche superficielle intérieure du bouclier biologique. Si le réacteur n'a pas été exploité très longtemps, le principal radionucléide sera le cobalt 60 (période de demi-vie = 5,27 ans) ; si le réacteur a eu une exploitation normale en mode commercial, des activités significatives en nickel 59 (période de demi-vie = 8.10^4 ans) et niobium 94 (période de demi-vie = 2.10^4 ans) seront observées. D'autres radionucléides de vie courte sont présents à l'arrêt du réacteur, mais leur contribution à l'activité totale des structures métalliques concernées devient infinitésimale dès les premières années qui suivent l'arrêt (niobium 95, zirconium 95...).

2. Les matériels contaminés tirent leur nom du dépôt à leur surface de particules actives. Ces particules peuvent contenir soit des produits d'activation arrachés à leur matériau d'origine par la corrosion, soit des produits de fission provenant de « fuites » dans les éléments combustibles ou de la destination normale de l'installation (usines de retraitement). Les principaux radionucléides sont le Co^{60} et le Cs^{137} .

3. Les déchets technologiques résultent des opérations de démantèlement. Ce sont par exemple les résidus du traitement des solutions de décontamination et de l'eau contaminée (résines échangeuses d'ions, filtres à poussières, résidus d'évaporateurs et de concentrateurs...). Ce sont également les déchets « secs » comme les câbles, cordes, outils, vêtements de protection...

Ces déchets ne se différencient guère de ceux qui apparaissent lors des opérations de maintenance en exploitation.

1.1.2 Les estimations américaines.

L'estimation de référence a été effectuée pour le compte de la NRC. Six documents au total ont été publiés, dont trois concernent les réacteurs à eau sous pression (référence NUREG-CR 0130) et trois les réacteurs bouillants (NUREG-CR 0672) :

- *Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station* (NUREG-CR 0130, juin 1978) ;
- [même titre] - *Classification of Decommissioning Wastes* (NUREG-CR 0130, Addendum 3, septembre 1984) ;
- [même titre] - *Technical Support for Decommissioning Matters Related to Preparation of the Final Decommissioning Rule* (NUREG-CR 0130, Addendum 4, juin 1988).

Pour comprendre correctement le tableau ci-dessous, il faut se souvenir que la réglementation américaine distingue essentiellement entre deux sortes de déchets seulement :

- les déchets « de haute activité » (HLW) sont le combustible irradié et les produits de haute activité issus d'éventuelles opérations de retraitement (sous forme liquide ou solide) ;
- les déchets « de faible activité » (LLW) sont tous les autres déchets ; ils peuvent en principe être justifiables d'un stockage par enfouissement en surface.

Cependant la NRC a introduit une classification interne aux LLW. La définition des trois classes (A, B et C) répond à des objectifs primaires (stabilité physique du colis, mesures à prendre contre la possibilité d'une intrusion physique) et des critères dérivés (présence et concentration de certains radionucléides). La classe A est celle des déchets les moins « contraignants ». Cependant certains déchets sont susceptibles de dépasser les spécifications de la classe C, donc être interdits de stockage en surface. La NRC a alors introduit le concept de GTCC (*Greater than Class C*), qui est une catégorie « balai » rassemblant tout ce qui est entre les LLW-classe C et les HLW.

Estimation des volumes et activités des déchets issus du démantèlement des réacteurs à eau légère de référence

Option de démantèlement	Classe A		Classe B		Classe C	
	volume	activité	volume	activité	volume	activité
Réacteur à eau bouillante (1155 MW)						
démantèlement immédiat	18 152	13,9	373	42,8	53	239,1
démantèlement différé						
après 30 ans	18 652	1,4	233	1,1	53	6,5
après 50 ans	1 450	0,2	247	1,0	39	4,7
après 100 ans	1 340	0,1	247	0,6	39	3,3
mise en sarcophage	7 605	4,7	373	42,8	53	239,1
Réacteur à eau sous pression (1175 MW)						
démantèlement immédiat	17 961	37,3	214	53,1	17	34,3
démantèlement différé						
après 30 ans	18 055	1,5	123	0,6	17	1,5
après 50 ans	1 568	0,3	115	0,2	17	1,1
après 100 ans	1 533	0,2	100	< 0,1	17	0,8
mise en sarcophage	3 136	39,1	214	53,1	17	34,3

volumes en m³, activité en milliers de curies

hypothèses : durée d'exploitation = 40 ans, facteur de charge = 75%

Source : *Integrated Database for 1993 : US Spent Fuel and Radioactive Waste Inventories, Projections and Characteristics*, OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, mars 1994

Il faut noter que ces estimations de référence n'ont pas inclus les déchets GTCC. D'autres documents s'y intéressent mais considèrent l'ensemble des GTCC produits au cours de la vie d'un réacteur, sans en distinguer ce qui relève spécifiquement du démantèlement. Ces déchets GTCC ne représentent qu'un faible volume des déchets produits mais renferment des quantités importantes de radioactivité.

Le tableau suivant — organisé selon une autre logique — permet de donner une idée des rapports de proportion entre les déchets de classe A, B et C et les déchets GTCC. Il retrace les volumes cumulés estimés provenant du démantèlement des réacteurs commerciaux américains à eau légère à leur date normale de fin de vie, sur la période 1993-2030. Le scénario de démantèlement retenu pour cette évaluation repose sur :

- une période de préparation et de planification de 2 ans après l'arrêt du réacteur ;
- un démantèlement immédiat dans les 4 années suivantes, avec une production de déchets supposée également répartie entre ces 4 années.

Compte tenu des hypothèses générales retenues, les valeurs inscrites dans le tableau ne peuvent avoir que trois chiffres significatifs. Les réacteurs concernés sont au nombre de 37 pour les REB et 71 pour les REP.

Projection des volumes, activités et puissances thermiques cumulés des déchets issus du démantèlement des réacteurs commerciaux à eau légère arrêtés entre 1993 et 2030

DÉCHETS	Volume	Activité	Puissance
<i>Réacteurs à eau bouillante (37 unités)</i>			
Classe A	510 450	42 970	327
Classe B	10 282	133 525	1 024
Classe C	1 460	443 816	1 634
<i>total LLW</i>	<i>522 192</i>	<i>620 311</i>	<i>2 985</i>
GTCC	273	4 466 342	27 350
TOTAL REB	522 465	5 086 653	30 335
<i>Réacteurs à eau sous pression (71 unités)</i>			
Classe A	1 017 984	221 865	1 145
Classe B	12 128	299 606	2 593
Classe C	964	252 429	1 887
<i>total LLW</i>	<i>1 031 076</i>	<i>773 900</i>	<i>5 625</i>
GTCC	258	45 587 422	267 112
TOTAL REP	1 031 334	46 361 322	272 737
TOTAL LLW	1 553 268	1 394 211	8 610
TOTAL GTCC	531	50 053 764	294 462
TOTAL GÉNÉRAL	1 553 799	51 447 975	303 072

volumes en m³, activité en curies, puissance en watts

Source : *Integrated Database for 1993 : US Spent Fuel and Radioactive Waste. Inventories, Projections and Characteristics*, OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, mars 1994

On voit que ces estimations conduisent à un volume de déchets de 14 000 m³ environ pour les réacteurs bouillants ou sous pression. En revanche les activités concernées, selon les définitions américaines, sont de 650 000 curies pour un réacteur REP contre 137 000 curies pour un réacteur REB.

En tout état de cause, il importe absolument de garder à l'esprit que les chiffres cités dans les tableaux ci-dessus ne peuvent être correctement interprétés qu'en les rapportant au contexte réglementaire général des déchets aux États-Unis.

Les autorités américaines se sont également intéressées au cas des réacteurs de recherche. Il a ainsi été défini un réacteur de recherche et un réacteur de tests « de référence »⁽⁴⁰⁾. Les estimations correspondantes sont portées dans le tableau ci-dessous.

⁴⁰ Respectivement le réacteur TRIGA de l'Université d'État de l'Oregon (1 MWth, piscine ouverte) et le réacteur de tests de matériaux PLUM BROOK à Sandusky, Ohio (60 MWth).

Volumes estimés de déchets pour les réacteurs de référence

Option de démantèlement	Recherche	Tests
démantèlement immédiat	160	4 930
démantèlement différé		
après 30 ans	100	4 930
après 50 ans	29	2 960
après 100 ans	29	2 940
mise en sarcophage	21	2 930

source : *Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities*
 US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Office of Nuclear Regulatory Research,
 août 1988 (réédition juin 1993) ; volumes en m³

1.1.3 Les estimations comparées de l'AEN-OCDE

Tout l'intérêt des travaux de l'AEN vient justement de ce qu'une certaine harmonisation est apportée par les groupes de travail aux données brutes fournies par les États membres. Une publication de 1986⁽⁴¹⁾ livre deux tableaux particulièrement intéressants.

Estimation des volumes de déchets de faible et moyenne activité provenant de l'exploitation et du déclassement des réacteurs

Pays	Canada	Allemagne		Suède		États-Unis	
Filière et puissance (en MW)	4 x 515 RELP ⁽¹⁾	1200 REP	800 REB	900 REP	1000 REB	1000 REP	1000 REB
Déchets de 25 ans d'exploitation ⁽²⁾	6 900-27 500	6 100-11 000	6 000-20 000	6 300	7 500	21 700	40 000
Déchets de démantèlement	10 000	6 900	12 400	7 000	15 000	15 200	16 300
Rapport des déchets de démantèlement au total des déchets	0,3-0,6	0,4-0,5	0,4-0,7	0,5	0,7	0,4	0,3

volumes en m³

(1) RELP : réacteur à eau lourde sous pression (filière CANDU)

(2) les domaines de variations de certaines estimations traduisent l'effet envisageable de traitements éventuels d'incinération et de compaction

Les déchets du démantèlement sont donc sensiblement égaux aux déchets produits tout au long de la vie d'un réacteur (alors même que cette vie est donnée égale à 25 ans seulement dans le tableau ci-dessus).

Estimation des volumes de déchets radioactifs provenant des installations liées au cycle du combustible nucléaire de taille commerciale

Installation	Capacité caractéristique	exploitation	démantèlement
Conversion de l'uranium	10 000 TML/an	44 000	1 260
Enrichissement de l'uranium	8,75.10 ⁶ UTS/an	11 200	25 470
Fabrication du combustible	1 000 TML/an	99 000	1 100
Retraitement ⁽¹⁾	1 500 TML/an	54 000	3 100

TML : tonnes de métal lourd ; UTS : Unité de Travail Séparation
 volumes en m³ ; source première = DEPARTMENT OF ENERGY, États-Unis

(1) sont mentionnés uniquement les déchets de faible activité

⁴¹ *Déclassement des installations nucléaires. Faisabilité, besoins et coûts*, AEN-OCDE, Paris, 1986.

En définitive, il semble que l'on puisse retenir comme résultant du consensus des experts internationaux les enseignements suivants :

- Le volume de déchets issus du démantèlement d'un réacteur est du même ordre de grandeur que celui produit au cours de sa vie active (hors combustible usagé)
- En valeur absolue, ce volume est d'environ 10 000 à 15 000 m³ pour un réacteur de référence de 1000 MW

1.2 Quelques cas particuliers

1.2.1 Le démantèlement de Fort St. Vrain

Le volume total de déchets (au sens de la réglementation américaine) issus du démantèlement de Fort St. Vrain est estimé à 4 076 m³ environ, renfermant une activité de 1,3.10⁶ curies. Le tableau reproduit dans l'annexe donne l'origine précise des déchets qui pourront être comptabilisés à l'issue du démantèlement (février 1996).

1.2.2 Les estimations relatives aux exploitants français

Lors de ma visite au centre CEA de VALRHO, le 27 septembre dernier, M. LALLEMENT, Directeur chargé de la gestion des déchets, m'a présenté un tableau synthétisant les estimations de production de déchets faites par les trois principaux exploitants nucléaires français. Les déchets sont classés selon leur activité massique (A^m) en trois catégories séparées par les seuils de 1 Bq/g et 100 Bq/g.

Déchets de démantèlement des exploitants français (estimations)

Provenance	A ^m ≈ 1 Bq/g		1 Bq/g < A ^m < 100 Bq/g		100 Bq/g < A ^m	
	Gravats	Ferrailles	Gravats	Ferrailles	Gravats	Ferrailles
CEA ⁽¹⁾	3 000 000	20 000	50 000	10 000	15 000	10 000
COGEMA ⁽¹⁾	2 500 000	150 000	200 000	100 000	15 000	25 000
EDF ⁽²⁾	4 000 000	60 000	100 000	400 000	15 000	50 000

gravats : volumes en m³ ; ferrailles : masses en tonnes
(1) jusqu'en 2030 ; (2) jusqu'en 2040, démantèlement des REP niveau 2

Ainsi les chiffres indiqués sur le document du CEA tendent à montrer que, pour EDF, le volume de gravats d'activité massique égale à 1 Bq/g environ représente 70 000 m³ par réacteur plutôt que les 10-15 000 m³ évoqués plus haut.

Je rappelle que lors de l'audition du 17 novembre 1994, une estimation globale du volume des déchets de très faible activité a été donnée par M. KALUZNY, Directeur général de l'ANDRA, et confirmée par M. STRICKER (EDF), évoquant plutôt 300 000 à 1 million de m³. Cette dernière fourchette est cohérente avec le chiffre de 15 000 m³ par réacteur découlant des travaux internationaux d'évaluation.

Par ailleurs, lors de cette même audition, M. LAURENT, Directeur adjoint de la branche Retraitement de la COGEMA, indiquait que le démantèlement au niveau 2 des installations de La Hague et Marcoule produirait un volume cumulé de déchets de

80 000 m³ pour ceux qui seraient susceptibles d'aller en surface⁽⁴²⁾, et 27 000 m³ destinés à un stockage profond.

Sur l'ensemble de ces indications il conviendrait de lever rapidement les incertitudes. Le volume effectif des déchets aura en effet des répercussions importantes sur le coût total du démantèlement.

2. DES APPRECIATIONS SENSIBLEMENT DIVERGENTES SUR LE DEVENIR DES DECHETS ISSUS DU DEMANTELEMENT

2.1 Les déchets de faible activité : une question toujours aussi passionnée

Les déchets issus du démantèlement sont principalement des déchets de faible activité et peuvent être envoyés dans les mêmes installations que les déchets issus de l'exploitation normale. Notons que le déversement en mer de tous les déchets radioactifs est désormais interdit par une décision des organes de la Convention sur la Prévention de la Pollution marine (Convention de Londres de 1972). C'est donc à terre que seront stockés les déchets du démantèlement.

Certains d'entre eux seront cependant des déchets intermédiaires (structures activées des cuves de réacteurs, installations de retraitement) ou contenant des éléments transuraniens qui nécessiteront une gestion spéciale. Les installations destinées à recevoir les combustibles usagés ou les déchets de retraitement pourront aisément accueillir les faibles volumes correspondants.

C'est bien autour des déchets de faible activité que se focalise le débat public, et plus précisément autour de l'éventualité de voir introduire ces matériaux dans le circuit public, exposant ainsi « en catimini » des populations sans protection.

2.1.1 Les travaux de l'Office parlementaire en 1991-1992

Mon collègue Jean-Yves LE DÉAUT, député de Meurthe-et-Moselle, a été un témoin privilégié de la passion qui anime ce débat. Je ne peux que renvoyer brièvement ici aux expériences relatées par le menu dans le rapport de l'Office parlementaire publié en avril 1992⁽⁴³⁾.

On y décèle les ingrédients d'un drame social exemplaire, que je m'efforce de présenter ici de façon synthétique mais sans idée de hiérarchisation :

1. Les risques sur la santé. S'il est un bien (immatériel) auquel nos compatriotes sont attachés, c'est assurément la santé ; le recyclage dans le domaine public ou le dépôt en décharge publique sont perçus comme une atteinte possible et vraisemblable à la santé : *"on ne peut pas vendre la santé des populations"*. La confusion est accrue par les

⁴² Dans l'incertitude de l'expression, je pense qu'il s'agit des déchets justifiables d'un enfouissement au centre de Soulaire.

⁴³ J.Y. LE DÉAUT, *Rapport sur la gestion des déchets très faiblement radioactifs*, Office parlementaire d'Évaluation des Choix scientifiques et technologiques, n° 2624 - ASSEMBLEE NATIONALE, n° 309 - SENAT (IX^e législature).

incertitudes scientifiques liées à l'évaluation des effets sanitaires des faibles doses, incertitudes dont chaque « camp » essaie de tirer profit.

2. L'obscurité des concepts utilisés par les spécialistes. Cette confusion sur les résultats scientifiques proprement dits se mêle à l'obscurité des concepts. Il est vrai qu'il est difficile au premier abord, pour une personne non rompue à l'exercice, de faire la différence en becquerels et sieverts. Je suis persuadé en l'espèce qu'une information claire permet de lever les ambiguïtés de ce genre. Encore faut-il qu'elle soit effectivement donnée et que chacun puisse comprendre que ce n'est pas parce qu'il y a un nombre important de becquerels à un certain endroit que l'on va nécessairement recevoir une dose significative.

La méconnaissance des concepts les plus élémentaires de la protection radiologique laisse le champ libre à toutes les manipulations malveillantes et toutes les interprétations hasardeuses.

De plus il est de réputation notoire que ce qui est inconnu fait peur.

3. La peur du nucléaire. L'énergie nucléaire est un « Janus de communication ». Certes elle est, de plus en plus, cette énergie qui nous alimente à bon marché en électricité, qui fait du CEA un organisme de recherche de pointe et de la COGEMA un industriel reconnu pour ses performances technologiques et économiques. Les campagnes de communication d'EDF et de COGEMA ces derniers mois ou ces dernières années tendent d'ailleurs à mettre l'accent sur l'identification du nucléaire à ces aspects bénéfiques.

Cependant le nucléaire apparaît aussi comme l'énergie de la destruction violente ou (en liaison avec le point précédent) de la mort insidieuse. Or lorsqu'on parle à Janus, on ne lui voit jamais qu'un seul visage à la fois. La question des déchets nucléaires, fussent-ils faiblement voire très faiblement actifs, nous met face au visage mauvais.

4. La lutte de l'individu contre la technostucture. Le Janus bouge, le Janus vit... L'individu semble confronté à une volonté plus forte que la sienne propre et que la volonté réunie de ses concitoyens. Le tournant entre les années 80 et 90 a vu se multiplier les revendications à nature identitaire, affirmant le désir impérieux de prendre en main son destin.

Ces revendications se sont plutôt traduites par des actions « négatives », des « empêchements ». On a pu déplorer en effet à la même époque l'atonie persistante et croissante du mouvement associatif. On aurait pu croire pourtant que le réveil de la société civile l'aurait portée vers ces horizons connus et constructifs. La rigueur des temps peut-être, l'évolution générale des moeurs éventuellement, en ont décidé autrement. C'est pourquoi j'ai préféré parler d'« individu » plutôt que de « citoyen ».

Dans ce contexte revendicatif, l'Administration, l'État, les grandes entreprises comme EDF et COGEMA ou les grands établissements publics comme le CEA apparaissent comme des machines broyeuses d'hommes et de rêves, plus soucieuses d'asservir que de servir.

5. Le syndrome du mensonge, de la dissimulation, de l'erreur. Passe encore que ces machines fonctionnent correctement, au bénéfice de ceux pour qui elles ont été créées. Mais leurs dysfonctionnements — somme toute inévitables — apparaissent alors entourés de circonstances aggravantes et non atténuantes : « ils » se trompent, « ils » dissimulent, et lorsque tout éclate au grand jour « ils » mentent...

Je ne reviendrai pas ici sur le déroulement des « affaires » du Bouchet ou des lapins d'Itteville (Essonne), ni sur celles de Bessines (Haute Vienne) ou de Gétigné (Loire Atlantique), ni sur la lamentable histoire de RADIACONTROLE (Drôme). Je tiens simplement à rappeler les événements qui ont pu contribuer à creuser le fossé de l'incompréhension et de la défiance entre les grands organismes du nucléaire et la population.

Car en l'occurrence la révélation du passé était aussi la révélation d'un passif...

6. Le rejet de ce qui est artificiel. Les fautifs auront beau tenter de se justifier, je ne crois pas qu'ils y réussissent jamais. En particulier la comparaison fréquemment effectuée avec les niveaux de radioactivité naturelle ne peut constituer une réponse adéquate. Il semble en fait que l'on puisse vivre sans s'émouvoir dans un environnement naturel relativement irradiant tout en rejetant la possibilité d'être exposé à un rayonnement dû à l'action de l'homme. Le naturel ne peut nuire.

"Irrationnel" diront certains. Voire... C'est faire fi des obligations que nous impose notre condition d'être humain, pensant et responsable.

7. L'intégration de considérations morales dans les rapports de l'homme à son environnement. J'ai parlé à l'instant de « faute » ; je puis compléter en disant que ce qui est « nuisible » devient nécessairement « mauvais ». Quel que soit l'impact réel ou hypothétique sur la santé humaine, voire sur les caractéristiques essentielles de l'environnement, ces déchets sont ressentis comme une atteinte injustifiée à l'environnement. C'est le fait même de polluer qui devient moralement répréhensible.

2.1.2 Mon expérience en 1994

Dans ce contexte tendu, l'idée même d'un seuil d'exemption — en dessous duquel les déchets se trouveraient placés sous un régime juridique « non nucléaire » donc moins rigoureux — semble relever de la pure provocation. J'ai pu vérifier la sensibilité extrême des opinions lors de l'audition du 17 novembre.

Alors que le sujet portait sur « le démantèlement des installations nucléaires », donc entendait couvrir l'ensemble des questions y afférentes, c'est naturellement et directement que la discussion s'est orientée pendant un temps significatif sur cette question des déchets faiblement actifs et des seuils d'exemption.

Parallèlement la quasi totalité des intervenants a fait part de ses préoccupations vis-à-vis du sort réservé aux résidus miniers.

Enfin je me suis entretenu à Valence avec Mme RIVASI, présidente de la CRIIRAD, qui m'a redit à cette occasion son opposition ferme et déterminée à l'instauration

de toute banalisation et de tout seuil d'exemption. RADIACONTROLE est pour la CRII-RAD une affaire « exemplaire » des dérives possibles ; selon l'association, des ferrailles contaminées au plutonium auraient été dispersées en Espagne, en Italie...

2.2 Un processus de décision toujours en panne

Tout semble donc rester bloqué à ce jour, chacun conservant ses positions. A l'évidence, il faudra pourtant que la question des déchets faiblement actifs soit réglée un jour ou l'autre. La situation actuelle recèle en effet des paradoxes déconcertants. Au demeurant des initiatives entreprises depuis 1993 contribuent à débroussailler un terrain quelque peu « miné ». Elles doivent être élargies et transformées de façon radicale.

2.2.1 Les paradoxes juridiques

Dans son rapport de 1992, J. Y. LE DEAUT soulignait un paradoxe dans la situation vécue par les autorités et les exploitants français : alors que le débat public se développe autour de l'éventuelle nécessité ou rejet de seuils d'exemption, notre réglementation nationale comporte déjà une clause d'exemption. Cette clause est inscrite à l'article 3 du décret n° 66-450 du 20 juin 1966 (44) :

"L'exercice des activités visées à l'article 2 ci-dessus (45) 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 5 kBq pour les radionucléides les plus toxiques (groupe 1) 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 est inférieure à 100 kBq par kilogramme ou 500 kBq par kilogramme pour les substances radioactives solides naturelles ;"

"— les appareils émettant des rayonnements ionisants, à condition que [...]"

Il est clair effectivement que l'une ou l'autre de deux conditions d'activité (totale ou massique) suffit à placer la substance considérée sous le régime d'exemption. On ne saurait interpréter le texte ci-dessus comme exigeant leur réalisation simultanée : 1/ la rigueur sémantique du texte est irréprochable ; 2/ dans le cas contraire, la cohérence voudrait alors que ce soient les trois conditions mentionnées qui soient applicables simultanément. Ceci n'a aucun sens puisqu'on ne peut assimiler une "substance" à un "appareil".

44 JO du 30 juin 1966 ; décret modifié par le décret n° 88-521 du 18 avril 1988 (JO du 6 mai 1988).

45 Il s'agit de "toute activité impliquant une exposition à des rayonnements ionisants, et notamment la production, le traitement, la manipulation, l'utilisation, la détention, le stockage, le transport et l'élimination des substances radioactives naturelles ou artificielles."

Trois difficultés ou incohérences étaient relevées vis-à-vis des autres textes touchant à la manipulation ou au stockage de matières radioactives :

- les textes relatifs aux possibilités de stockage de ces matières font référence aux activités totales présentes sur le site considéré (décret de 1963 pour les INB, décret de 1977 pour les ICPE) ;
- le décret n° 86-1103 du 2 octobre 1986 sur la protection de travailleurs reprend les conditions du décret de 1966 pour exempter certains établissements de ses dispositions ; cependant il exige leur réalisation simultanée ;
- d'autres textes font référence à des niveaux multiples ou sous-multiples de 37 (avis du 6 juin 1970, dispositions diverses relatives au transport de matières radioactives).

Cette dernière incohérence vient de ce que l'administration a oublié d' « arrondir » les valeurs concernées lors du passage de l'ancienne unité d'activité (curie) à la nouvelle (becquerel), alors que cet arrondi a été introduit dans l'arrêté de 1988 modifiant l'arrêté de 1966.

Je donne de l'avis du 6 juin 1970 une interprétation différente de celle qui est présentée dans le rapport de 1992. Cet avis indique que *"sont réputés radioactifs et ne peuvent être évacués directement dans le milieu environnant ou avec les ordures conventionnelles les déchets dont l'activité massique est supérieure à 74 kBq par kilogramme et dont l'activité totale est supérieure à [...]"*. Le rapporteur de l'Office a commenté ces dispositions en estimant que l'avis *"confirme tout d'abord que l'exemption des formalités prévues pour l'évacuation des déchets radioactifs ne peut se faire que si deux limites d'activité totale et d'activité massique sont simultanément respectées"* ⁽⁴⁶⁾.

Il me semble pour ma part que, au sens mathématique du terme, les deux propositions suivantes sont logiquement équivalentes :

1/ SI (activité massique > 74 kBq/kg) ET (activité totale > [valeurs de l'avis])
ALORS (évacuation interdite)

2/ SI (activité massique < 74 kBq/kg) OU (activité totale < [valeurs de l'avis])
ALORS (évacuation possible)

L'exemption est donc acquise dès qu'une seule des conditions d'activité est vraie.

Ainsi le décret de 1966 définit des conditions générales d'exemption pour les substances radioactives, qu'elles soient ou non des déchets. Pour que ces exemptions soient effectivement applicables dans le cas du stockage des déchets radioactifs, il faut cependant qu'aucun texte plus précis n'en interdise la mise en oeuvre.

Il a souvent été écrit que les textes réglementaires font référence à des *"déchets radioactifs"* ou des *"substances radioactives"* sans définir précisément à partir de quand

⁴⁶ OFFICE PARLEMENTAIRE, op. cit., page 72.

ces matières sont radioactives. L'Office parlementaire a pu écrire dans son rapport de 1992 sur les déchets faiblement actifs : *"Il faut d'ailleurs également remarquer que la notion de « déchets radioactifs » n'a jamais été définie, ce qui la rend, en pratique, inapplicable."*

1. Il en est ainsi des textes généraux relatifs aux déchets (loi de 1975 modifiée en 1992) et leurs textes d'application. L'article 3 du décret de 1977 ⁽⁴⁷⁾ mentionne ainsi des *"substances radioactives"* sans plus de précision. De même les arrêtés du 18 décembre 1992 relatifs à la mise en décharge des déchets ultimes (JO du 30 mars 1993) ont précisé la liste des déchets admissibles ainsi que les modalités d'acceptation préalable et de contrôle :

- les déchets radioactifs sont interdits de stockage dans ces décharges ;
- de plus il est précisé que *"tout déchet radioactif provenant du démantèlement des installations nucléaires de base"* est également interdit ⁽⁴⁸⁾ ;
- un portique doit être installé à l'entrée de toute installation de stockage collective afin de contrôler la radioactivité des déchets.

2. De même les arrêtés préfectoraux concernant les autorisations de centres de stockage peuvent contenir des dispositions interdisant la mise en décharge de déchets radioactifs. C'est d'ailleurs cette éventualité que mentionnait le Conseil supérieur de la Sûreté et de l'Information nucléaires dans son avis du 19 février 1991.

3. Enfin les décrets relatifs à la protection des travailleurs (dans ou hors INB) contiennent des dispositions relatives au stockage provisoire des déchets radioactifs sur les sites. Elles font référence à des critères de gestion (entre autres des critères de tri) qui devront être établis par arrêtés. Publiés ou en attente de publication, lesdits arrêtés n'ont jamais fixé de niveaux d'activité déterminés.

Face à ces imprécisions, il semblait donc qu'il existât une série de textes traitant des déchets (ou matières) radioactifs, sans pour autant être réellement applicables puisqu'ils ne définissaient pas précisément leur objet. Dans ce contexte juridique douteux, les interdictions éventuelles de mise en décharge paraissaient ainsi revêtir un caractère absolu et définitif.

C'est oublier que le silence ou l'ambiguïté apparente des textes n'impliquent pas nécessairement défaillance du droit. En l'occurrence il convient donc de distinguer entre deux sortes de radioactivité :

- la radioactivité, phénomène physique détectable au moyen d'instruments spécialisés ;
- la radioactivité, catégorie juridique déterminée dont le régime est défini par un ou plusieurs textes, selon des critères relevant de la radioactivité « physique ».

⁴⁷ portant application de l'article 8 de la loi de 1975.

⁴⁸ mais je m'interroge fortement sur l'intérêt réel de cette disposition, qui n'ajoute rien à la précédente.

S'agissant des déchets radioactifs, il faut donc déterminer parmi ceux qui doivent être appliqués quel est le « texte fondateur » :

- la loi de 1975 modifiée sur les déchets et ses textes d'application établissent des régimes de déclaration, d'autorisation, etc. et édictent des interdictions, mais ne comportent aucun critère numérique ;
- la loi de 1976 sur les ICPE et ses textes d'application définissent des régimes de déclaration et autorisation, selon des critères numériques spécifiés ;
- le décret de 1963 sur les INB fait de même, selon d'autres critères numériques ;
- le décret de 1966 pose le principe d'un régime de liberté, déclaration ou autorisation pour les substances radioactives et donne des critères numériques établissant la frontière entre le régime de liberté et les deux autres régimes.

Quelles règles appliquer à un déchet radioactif ? Il s'agit essentiellement d'une « substance » (régime du décret de 1966) avant éventuellement de devenir un « déchet » (régime de la loi de 1975) et / ou d'être dirigé vers une installation classée (régime de la loi de 1976) ou une installation nucléaire de base (régime du décret de 1963). C'est donc le décret de 1966 qui « transcende » l'édifice juridique relatif aux déchets radioactifs.

La circulaire du 16 mars 1993 (JO du 30 mars 1993) précise d'ailleurs que dans les arrêtés de décembre 1992 le terme "radioactifs" s'entend au sens du décret de 1966.

De même le Conseil d'État a considéré dans son avis du 11 décembre 1991 que les dispositions du décret de 1966 l'emportaient celles des décrets de 1963 et 1977 et que, en conséquence, l'on ne devait utiliser les niveaux d'activité définis pour les INB et les ICPE qu'après avoir considéré les niveaux d'activité posés par le décret de 1966.

De même une éventuelle interdiction préfectorale de mettre en décharge ou en incinérateur des déchets "radioactifs" doit se lire au regard des seuils déterminés par le décret de 1966.

Ces considérations montrent que le principe d'exemption inscrit dans le décret de 1966 s'impose aux dispositions des autres textes. En conséquence l'administration ne semble pas fondée à empêcher EDF de sortir certains déchets faiblement actifs de ses installations, pas plus que l'administration préfectorale n'est fondée à interdire la mise en décharge ou l'incinération de tous les déchets *physiquement* radioactifs.

Les quelques lignes qui précèdent ont clarifié le cadre juridique de l'exemption. Je ne le juge pas pour autant acceptable. Un droit existe mais ne correspond plus aux critères d'acceptation sociale dominants aujourd'hui : le consensus reste introuvable. Il faudra donc changer le droit. Deux initiatives ont permis ces derniers mois de progresser sensiblement, sans pour autant qu'un déblocage soit prévisible.

2.2.2 L'intervention du Conseil supérieur de la Sécurité et de l'Information nucléaires

Suite au rapport de la Commission DESGRAUPES, le CSSIN, dans sa séance du 15 octobre 1991, a chargé un groupe de travail de lui faire un rapport sur les actions à entreprendre et les obstacles rencontrés dans la définition d'une réglementation des déchets de très faible activité. Cette action a été confirmée par le Ministre de l'Industrie.

Le groupe de travail, constitué au sein du Conseil, comprenait MM. FREJACQUES, BARTHELEMY, CHANTEUR, Mme CHAPUIS, M. ZERBIB, entourés de MM. LAFUMA, HENRY, PASQUIER et GUETAT. Son rapport a été définitivement adopté le 23 septembre 1993, lors de la 25^{ème} séance du CSSIN.

Le groupe de travail a commencé par faire le point des aspects réglementaires français concernant la gestion des déchets radioactifs (hors effluents). Il a estimé que les textes disponibles aujourd'hui ne répondent ni à la diversité, ni aux volumes des déchets radioactifs de faible activité massive ou surfacique produits actuellement.

Je suis bien entendu d'accord avec cette appréciation. Cependant je ne peux suivre totalement le groupe de travail lorsqu'il dit que *"il serait utile de préparer rapidement une révision de l'arrêté du 11 octobre 1977 qui s'attache à l'article 38 du décret du 28 avril 1975 modifié."* Rappelons tout d'abord que : 1/ l'article 38 dont il est question est relatif à l'établissement des modalités de gestion des déchets radioactifs dans les INB ; 2/ l'arrêté du 11 octobre 1977 portant application de cet article renvoie au chef d'établissement le soin de prendre toutes les dispositions utiles, sans donner de valeur guide ou obligatoire en matière d'activité massive ou surfacique pour conduire un éventuel tri des déchets.

Il me semble qu'une modification *"rapide"* de cet arrêté risquerait de conduire tout aussi rapidement à un accroissement préjudiciable de la confusion générale qui règne autour des déchets de faible activité.

En effet, avant de se préoccuper de ce qui doit se passer à l'intérieur de l'installation il conviendra de régler d'abord les problèmes relatifs à la destination finale des déchets. Point n'est besoin de définir des règles de conduite précises pour la gestion des déchets dans les INB si elles doivent être incohérentes avec celles qu'il faudra adopter pour la suite de leur « vie », hors de l'INB.

Ces remarques sont également valables pour l'arrêté d'application non paru de l'article 57 du décret du 2 octobre 1986, qui a le même objet pour les déchets générés par les installations qui ne relèvent pas des INB.

Après avoir brossé les principes sanitaires qui président à la définition des limites actuelles pour la déclaration des déchets radioactifs, le groupe de travail présente brièvement les réglementations étrangères en la matière et en montre à la fois la diversité et la difficulté d'adaptation immédiate au contexte français. Deux types d'obstacles à une réglementation générale sur les produits radioactifs sont identifiés :

— un obstacle objectif lié à l'omniprésence de la radioactivité naturelle ;

- des obstacles psychosociologiques liés au fait que d'une manière générale, à partir du moment où un seuil bas de radioactivité a été fixé, le public admettra difficilement que pour une autre forme ou un autre type d'utilisation, une valeur plus élevée soit retenue ; relèvent de cette même catégorie les obstacles à la création de nouvelles décharges de classe I, qui pourront certainement être transposés à la création éventuelle de décharges de déchets radioactifs ⁽⁴⁹⁾.

En définitive, le groupe de travail estime que *"dans le but d'assurer la meilleure protection des travailleurs et de la population contre les rayonnements ionisants et bien que la réglementation actuelle se soit révélée efficace, il semble nécessaire de l'améliorer d'une manière pragmatique."* Les objectifs de cette amélioration consistent à :

- faire disparaître certaines incertitudes ;
- donner de la souplesse au cas par cas pour les déchets de très faible activité ;
- inciter les exploitants à gérer leurs déchets le plus en amont possible de leur production ;
- réduire et recycler les déchets ;
- renforcer le contrôle national lorsque cela est nécessaire.

Les recommandations finales du groupe sont :

"1/ La conservation du système législatif actuel, en complétant et clarifiant la réglementation d'application."

"2/ L'établissement d'un décret d'application de la loi du 15 juillet 1975 (article 9) relative à l'élimination des déchets et la récupération des matériaux, prévoyant pour les déchets et matériaux radioactifs des procédures d'agrément portant sur des installations destinées à recueillir, à traiter et à conditionner des produits afin d'en assurer l'élimination."

"3/ La fixation, tant pour les petits utilisateurs de radionucléides que pour les installations industrielles, de taux d'activité massiques et surfaciques tels que :"

- "— des valeurs inférieures en dessous desquelles la réglementation sur les produits radioactifs ne s'applique pas ; valeurs définies dans l'annexe 5 (et regroupées en grandes classes telles que définies dans l'annexe 6) ;"*
- "— des valeurs égales à 50 fois les valeurs inférieures, au delà desquelles les réglementations spécifiques s'appliquent ;"*
- "— entre valeurs inférieures et valeurs supérieures, seules les demandes de recyclage ou de réutilisation doivent faire l'objet d'une autorisation préalable,*

⁴⁹ Il faut noter cependant que la fatalité n'est pas inéluctable. En témoigne l'ouverture en septembre 1994 d'une décharge de classe I sur le site de Mézerolles, près de Laval (Mayenne).

au cas par cas, auprès des services compétents, et les déchets peuvent être envoyés dans une ICPE non spécialisée ;"

"— l'obligation pour l'exploitant de fournir une évaluation qualitative et quantitative des radioéléments contenus dans les déchets de très faible activité produits, ainsi que les possibilités de recyclage envisagées ;"

"— l'interdiction pour l'exploitant de diluer les déchets à la source, sauf autorisation d'une autorité compétente."

"4/ La création, en des lieux présentant les meilleures conditions d'acceptabilité, de sites de stockage de produits très faiblement radioactifs."

"5/ L'utilisation effective par les pouvoirs publics des possibilités offertes par la loi du 30 décembre 1991, pour que l'ANDRA prenne en charge la gestion de ces sites de stockage spécialisés."

2.2.3 Les initiatives de la DSIN

De son côté la DSIN a initié avec les producteurs de déchets radioactifs, l'ANDRA et les départements ministériels concernés ⁽⁵⁰⁾ une réflexion visant à aboutir à une gestion rigoureuse des déchets de faible ou très faible activité. Plusieurs réunions se sont tenues en 1993 et 1994.

La DSIN semble considérer que l'instauration de « seuils universels de déconstrôle » par les pouvoirs publics n'est pas à l'ordre du jour, pour de multiples raisons :

- l'opinion publique n'est pas préparée à l'officialisation par le pouvoir politique de tels seuils ;
- la décision serait perçue comme opportuniste et destinée à permettre aux producteurs de déchets de s'en débarrasser à bon compte ;
- ces seuils pourraient être une incitation à la dilution ; mal intentionnée ou pas, la dilution entraînerait quasi inmanquablement la suspicion ;
- les exploitants de décharges et les riverains de ces décharges s'opposeraient certainement à la réception de tels déchets ;
- des contrôles fiables, menés de façon industrielle sur des quantités importantes de déchets à l'entrée d'une décharge sont impossibles aujourd'hui.

La DSIN propose au contraire l'instauration de filières d'évacuation contrôlées avec traçabilité totale des déchets. Cette démarche passe par plusieurs étapes :

- l'élaboration d' « études déchets », à l'instar de ce qui se fait dans l'industrie non nucléaire ;

⁵⁰ Essentiellement la Direction générale de l'Énergie et des Matières premières (Industrie) et la Direction de la Prévention des Pollutions et des Risques (Environnement).

- la définition de zonages dans les installations pour identifier les parties dont les déchets pourraient être radioactifs ;
- la définition, approuvée par les pouvoirs publics, de filières adaptées pour chaque type de déchets radioactifs, s'appuyant sur des études d'impact et faisant l'objet d'une information ou d'une consultation du public (enquête publique) ;
- la création de stockages dédiés pour ces types de déchets ;
- un contrôle réglementaire plus précis, notamment par une meilleure rédaction des décrets d'autorisation de création d'INB.

Cette position n'est pas figée. M. LACOSTE, Directeur de la Sûreté des Installations nucléaires, disait ainsi au cours de l'audition du 17 novembre : *"il y a un mûrissement d'idées. Nous ne sommes pas face à une doctrine unique, avérée et reconnue."* L'espace de discussion reste aujourd'hui largement ouvert.

2.2.4 Pour une Conférence nationale sur les déchets de faible activité

A cet égard, l'expérience des dernières années montre qu'à un problème de société on ne peut donner uniquement des réponses « technocratiques ». Là où la science est impuissante à assurer, là où l'incertitude renvoie l'image d'horizons flous et indéterminés, la politique a plus de champ pour se développer.

C'est pourquoi je reprends vigoureusement à mon compte la proposition qui avait été adoptée il y a deux ans par l'Office parlementaire : l'organisation d'une Conférence nationale, destinée à développer avec la plus large publicité le débat sur les déchets de faible activité.

Je m'engage à organiser cette Conférence dès l'année prochaine, si l'Office parlementaire est saisi à nouveau du « contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires ».

CHAPITRE III

COUT ET FINANCEMENT DU DEMANTELEMENT : CLARTES ET ZONES D'OMBRE

S'il est une question qui soulève bien des inquiétudes en matière de démantèlement, c'est assurément celle de son coût et de son financement. Derrière le premier terme de cette inquiétude transparaît la problématique récurrente des « coûts cachés » de l'énergie nucléaire : ne nous serions nous pas lancés en 1974 dans un programme nucléaire ambitieux sans savoir vraiment si le fardeau du démantèlement n'allait pas ruiner l'apparente compétitivité de l'électricité ainsi produite ? Tout récemment le rapport SOUVIRON a donné une touche « officielle » à ces appréciations.

Le deuxième terme — le financement — renvoie à des interrogations d'une autre nature. A supposer que l'on sache estimer avec suffisamment de précision le coût exact ou vraisemblable du démantèlement, est-il pour autant acquis que l'on se donne les moyens matériels d'y faire face ? Personne ne conteste l'absolue obligation d'éviter les inéquités intergénérationnelles. Derrière cette dénomination plutôt barbare se cache un principe simple : c'est à ceux qui auront profité des services rendus par l'électricité qu'il appartient de prendre en charge entièrement le coût de démantèlement des installations concernées.

Cet impératif d'équité oblige donc à définir et mettre en oeuvre des procédures qui assurent que les fonds nécessaires au démantèlement seront disponibles le moment venu.

Il m'a semblé que je ne pouvais pas me désintéresser de ces considérations. Certes elles s'éloignent quelque peu du cadre strict de la saisine de l'Office. Cependant les relations réciproques entre les cadrages économiques et financiers et la stratégie de démantèlement développée par l'exploitant — donc la sûreté des opérations et la sécurité des travailleurs et du public — m'ont incité à creuser un peu la question.

Loin de moi l'idée de prétendre donner une réponse définitive ! Je ne suis ni économiste patenté ni analyste financier renommé. En particulier, que l'on ne cherche pas ici un jugement sur la pertinence des chiffres avancés par EDF ou des méthodes retenues pour réunir les fonds de démantèlement.

Fidèle à mes principes, j'ai réfléchi sans *a priori*, j'ai questionné, j'ai écouté... et je me suis fait une opinion, dans les domaines où j'estimais pouvoir apporter un éclairage personnel — je veux dire par là : la vision d'un homme politique qui n'est pas spécialiste des arcanes de la finance. C'est pourquoi on trouvera d'abord dans les lignes qui suivent des faits, puis des opinions qui ne doivent en aucun cas être considérées comme parole d'évangile.

Au demeurant ceci ne veut pas dire que je ne souhaite pas approfondir certains aspects à l'avenir...

A. LES ESTIMATIONS DES COÛTS DU DEMANTELEMENT SEMBLENT

RAISONNABLES MAIS GAGNERAIENT A ETRE MIEUX JUSTIFIEES

1. UN PANORAMA INTERNATIONAL : DES RESULTATS PLUTOT SATISFAISANTS MAIS UNE MATURITE ENCORE INSUFFISANTE

Aucun réacteur nucléaire de grande taille exploité dans des conditions véritablement commerciales n'a encore été totalement démantelé à ce jour. Il en résulte que les coûts de démantèlement concernant les grands programmes d'équipement électronucléaire sont essentiellement dépendants d'*estimations* et assez peu de réelles *observations*. La grande variabilité des estimations que l'on peut colliger dans un tour d'horizon international nuit de façon certaine à leur crédibilité.

1.1 Une très grande variabilité entre les diverses estimations nationales

A chaque pays son estimation, voire ses estimations ! Voilà un domaine où l'intérêt des organisations internationales se fait encore plus évident, encore que les tentatives d'harmonisation n'aient pas été couronnées de succès.

1.1.1 Aux États-Unis : « estimations de référence » et évaluations privées

Alors que son activité réglementaire s'était jusqu'alors essentiellement consacrée à l'encadrement de la conception, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires, la NRC a été conduite à définir une réglementation de démantèlement vers le milieu des années 80. Il apparaissait en effet que certaines centrales étaient susceptibles d'être arrêtées à plus ou moins brève échéance, du fait d'une compétitivité insuffisante.

1. Le principal souci de la NRC à l'époque était justement d'ordre financier : il s'agissait d'obtenir l'assurance que les fonds nécessaires au démantèlement seraient effectivement disponibles. La NRC a jugé nécessaire de procéder à une évaluation standard des coûts envisageables. A cette fin elle a contracté avec BATTELLE, opérateur du PACIFIC NORTHWEST LABORATORY, laboratoire national du DoE installé à Richland (Washington), sur le site de Hanford.

L'étude BATTELLE estime que pour un démantèlement immédiat — jugé le plus coûteux — le coût sera de 103,54 M\$ pour un REP et 133,31 M\$ pour un REB (en

dollars de 1986). Ces coûts sont relatifs à la définition que donne la NRC d'un démantèlement⁽¹⁾ : retirer l'installation du service de façon sûre et réduire la radioactivité résiduelle à un niveau qui permet la libération du site sans restriction et l'expiration de l'autorisation [d'installation nucléaire]. Cette définition exclut donc l'enlèvement du combustible irradié (dernière charge), le démantèlement des parties non nucléaires ainsi que la démolition des bâtiments nucléaires décontaminés. En revanche tous les coûts intègrent un aléas de 25%. L'étude a été effectuée à partir de 2 réacteurs « de référence » : Trojan-1 (unité de 1175 MW, Oregon) pour les REP, WNP-2 (unité de 1155 MW, Washington) pour les REB.

Décomposition des coûts de référence (étude BATTELLE)

CATÉGORIE	REP	REB
Main d'oeuvre exploitant	17,98	35,12
Personnel supplémentaire	7,50	4,40
Surveillance	0,31	
<i>Sous-total Exploitant</i>	<i>25,79</i>	<i>39,52</i>
Contractant	12,90	21,10
Contractant spécial	0,78	0,71
Études de pré-ingénierie	7,40	7,40
Améliorations post-TMI	0,90	0,10
<i>Sous-total Contractant</i>	<i>21,98</i>	<i>29,31</i>
<i>Énergie</i>	<i>8,31</i>	<i>8,84</i>
Conteneurs	10,90	8,14
Transport des déchets	6,08	7,54
Enfouissement des déchets	22,48	29,98
<i>Sous-total Déchets</i>	<i>39,46</i>	<i>45,66</i>
Assurance	1,90	1,90
Matériel	1,64	4,03
Fournitures	3,12	3,71
Fournitures supplémentaires	1,20	0,20
Redevances	0,14	0,14
<i>Sous-total Divers</i>	<i>8,00</i>	<i>9,98</i>
TOTAL	103,54	133,31

prix en M\$ de 1986

Suite à la parution de la règle de démantèlement en 1988, les exploitants nucléaires avaient l'obligation de soumettre à la NRC avant le 27 juillet 1990 leurs propres évaluations de coûts. Ces évaluations rejoignent globalement celles de l'autorité régulatrice, mais on peut y relever deux enseignements intéressants et une curiosité :

- les REP mis en service de 1984 à 1990 coûteront moins cher que ceux mis en service de 1973 à 1978 : 130,8 M\$ contre 141,9 M\$ en moyenne ;
- la situation est inverse pour les REB : 166,5 M\$ contre 159,8 M\$ en moyenne ;
- le démantèlement de Palisades (REP de 805 MWe nets mis en service en 1971, exploitant : CONSUMER POWER, Michigan) coûterait deux fois plus cher que la moyenne ; l'explication réside dans : 1/ un coût estimé pour les déchets

¹ Voir Code of Federal Regulations, 10 CFR 50.2.

supérieur de 36% au coût de référence ; 2/ un stockage sur site du combustible au cas où un site fédéral ne pourrait être ouvert d'ici à 2007, date d'expiration de l'autorisation (29% du coût total) ; 3/ des taxes foncières et assurances plus élevées que dans le coût de référence (10% du coût total).

Estimations des coûts de certains exploitants

EXPLOITANT	RÉACTEURS	PUISSANCE	COÛT	PRIX
Consumer Power	1	845	315,97	1989
Commonwealth Edison	13	12.653	1748,60	1988
Duke Power	7	7.593	972,18	1990
Tennessee Valley Authority	5	5.660	870,00	1990
Georgia Power	4	3.940	526,74	1990
Virginia Power	4	3.542	476,20	1990
Florida Power & Light	4	3.210	509,80	1990
Arizona NPP	3	3.921	349,77	1990
GPU Nuclear	3 ⁽¹⁾	2.401	470,20	1989
Northern State Power	3	1.700	348,80	1990
New York Power Authority	2	1.863	300,00	1990
Arkansas Power & Light	2	1.846	244,74	1988
Baltimore Gas & Electricity	2	1.770	274,66	1989
Alabama Power	2	1.745	258,66	1989

puissance en MW ; coût en M\$

(1) dont le réacteur accidenté de Three Mile Island-2

2. Mais en octobre 1990 un rapport établi par la société TLG ENGINEERING réévalue fortement le coût de démantèlement d'un REB. Cette étude avait été demandée par BATTELLE, pour répondre aux interrogations du GENERAL ACCOUNTING OFFICE — « Cour des Comptes » dépendant du Congrès — sur la fiabilité de l'étude de référence.

Effectuée sur la même centrale de référence WNP-2, l'étude TLG ENGINEERING estime le coût total de démantèlement à 281,2 M\$ (prix de 1987) si l'exploitant fait appel à un sous-traitant, ou 262,7 M\$ s'il effectue lui-même les travaux. Sur cette somme, 201,5 M\$ correspondent strictement à la définition du démantèlement donnée par la NRC. Rapportée au coût de référence (137,9 M\$ prix 1987), elle marque donc une hausse très significative de 46%. Les points de divergence avec l'étude BATTELLE sont :

- l'augmentation des effectifs estimés nécessaires : 200 personnes, contre 70 pour l'étude BATTELLE ; il s'agit du facteur de différence de plus important en valeur ;
- l'inclusion de coûts « cascade » retraçant l'obligation de procéder au démontage de parties classiques avant de pouvoir démanteler certaines parties nucléaires ; surcoût = 11,3 M\$;
- la taille et la composition du personnel administratif double l'estimation du volume total de travail (mesuré en hommes×années) ;
- la durée des activités précédant la suppression de l'autorisation : 6,23 ans contre 4,5 chez BATTELLE ;

- la prise en compte systématique de la valeur haute dans les fourchettes d'estimation de coûts spécifiques ;
- l'enlèvement de tous les matériaux non contaminés avant la suppression de l'autorisation ; uniquement ceux qui sont nécessaires à l'accès aux pièces contaminées chez BATTELLE ;
- un inventaire des systèmes et structures plus important, qui implique plus de main d'oeuvre et plus de dose ;
- des déchets radioactifs estimés à 24 490 m³ contre 18 975 m³ pour BATTELLE ;
- des débits de dose estimés constants dans tous les équipements (10 μ Sv/h), d'où une dose collective de 7,04 H.Sv contre 0,33 H.Sv dans l'étude BATTELLE ; celle-ci procédait à une détermination plus fine des débits de dose en fonction des travaux élémentaires à accomplir ;
- en revanche le transport des déchets est estimé par TLG ENGINEERING à 3 M\$ contre 4,5 M\$ pour BATTELLE.

Par ailleurs plusieurs points de convergence doivent être mentionnés, qui sont relatifs à la préparation et planification des opérations, la décontamination, le coût de l'assurance responsabilité nucléaire, la consommation énergétique, la démolition et la restauration finales et le chiffrage des aléas.

3. L'appréciation de la situation s'est trouvée encore compliquée lorsqu'en juin 1993 la NRC fait état d'une réactualisation de l'étude de référence portant sur les REP :

- le coût estimé est inférieur à celui de l'étude de 1986 : 124,6 M\$ (prix de 1993) contre 153 M\$ (prix 1993, correspondant aux 103,8 M\$ en prix 1986) ;
- pour la première fois, il apparaît plus avantageux de démanteler la centrale immédiatement après l'arrêt plutôt que de la placer en stockage surveillé : il en coûterait alors 174,2 à 230,3 M\$ pour un stockage de 60 ans au total, selon l'état de propreté radiologique de la tranche au moment de l'arrêt.

Rappelons que l'étude de 1986 montrait que le démantèlement immédiat était l'option la plus coûteuse (103,8 M\$ en prix de 1986) par rapport à un stockage surveillé (97,7 M\$ pour 10 ans, 100,5 M\$ pour 30 ans et 80,3 M\$ pour 100 ans) ou à un enfouissement total immédiat sur 100 ans (70,5 M\$ si les structures internes étaient enlevées, 60,2 M\$ si elles étaient laissées intactes).

La nouvelle étude de référence est également en divergence avec une étude indépendante commandée en 1989 par PORTLAND GENERAL ELECTRIC, exploitant du « REP de référence ». Cette étude concluait à un coût de démantèlement au sens de la NRC égal à 206 M\$ (prix de 1993), 65% plus élevé que l'estimation de la NRC !

L'examen des hypothèses retenues pour la nouvelle étude de référence explique la diminution apparente du coût estimé :

- les coûts d'entreposage du combustible irradié sur le site ne sont pas pris en compte ; la NRC estime en effet dans l'étude de référence que les termes du contrat passé entre le DoE et les électriciens seront respectés ⁽²⁾ ;
- le coût du stockage des LLW au site de Richland (Washington) est estimé à 25,3 M\$ (transport : 4,1 M\$; enfouissement : 21,2 M\$) ; PORTLAND a estimé que s'il devait stocker ses LLW à Barnwell (Caroline du Sud) ⁽³⁾, il lui en coûterait 106,2 M\$ (transport : 9,6 M\$; enfouissement : 96,6 M\$) ;
- les LLW sont supposés être conditionnés en colis de haute densité ;
- les structures en béton activées sont décapées sur 4 cm (au lieu de 5 cm) ;
- les exploitants et les contractants sont supposés mettre en oeuvre des méthodes de planification et de préparation plus efficaces qu'en 1986.

4. Enfin, pour embrouiller encore plus un tableau déjà fort compliqué, la société TLG ENGINEERING a publié en novembre 1993 une étude commandée par PORTLAND GENERAL ELECTRIC destinée à actualiser l'étude indépendante de 1989 mentionnée au point 3. ci-dessus. Cette étude conclut à un coût de démantèlement (au sens de la réglementation NRC) égal à 226 M\$ (prix de 1993).

Là encore il semble qu'une grande partie des divergences s'explique par une appréciation différente du volume de main d'oeuvre nécessaire.

Récapitulatif des études de base (en M\$)

ÉTUDE	COÛT
<i>Réacteur REP de référence</i>	
Étude NRC 1986 ^{(1) (a)}	153
Étude Portland 1989 ^{(2) (a)}	206
Étude NRC 1993 ^{(1) (a)}	125
Étude Portland 1993 ^{(2) (a)}	226
<i>Réacteur REB de référence</i>	
Étude NRC 1986 ^{(1) (b)}	137,9
Étude WNP-2 1990 ^{(2) (b)}	201,5
Étude NRC 1986 ^{(1) (c)}	192,3
Étude WNP-2 1990 ^{(2) (c)}	281,0

(a) aux prix de 1993 ; (b) aux prix de 1987

(1) études réalisées par BATTTELLE

(2) études réalisées par TLG ENGINEERING

- 2 Ce contrat prévoit que le DoE prendra en charge à partir de 1998 l'ensemble du combustible irradié des centrales nucléaires commerciales américaines afin de le plauer dans un centre de stockage souterrain définitif. Or il est évident aujourd'hui que le site prévu (Yucca Mountain, Nevada) ne sera pas prêt techniquement, ni même certainement autorisé légalement, à la date prévue ; les électriciens sont donc amenés à prévoir des moyens de stockage de leur combustible sur les sites, moyens qu'ils espèrent provisoires...
- 3 La centrale de Trojan étant située dans l'état de l'Oregon a normalement accès au centre de stockage de Richland, qui pratique des tarifs plutôt bon marché. En revanche la plupart des autres exploitants devraient envoyer leurs déchets vers d'autres sites. Jusqu'en juillet 1994 le centre de Barnwell était le seul à accepter des déchets provenant de tous les États-Unis. C'est pourquoi PORTLAND GENERAL ELECTRIC a estimé devoir faire ses estimations en prenant en compte les tarifs de ce centre, plus représentatifs des conditions réelles offertes à l'ensemble de l'industrie électronucléaire américaine.

Sur la base de cette dernière évaluation, PORTLAND a soumis aux autorités tarifaires de l'Oregon un plan de démantèlement prévoyant un montant total de dépenses de 430 M\$. Ce plan inclut les opérations de décontamination radiologique évaluées par TLG ENGINEERING ainsi que le stockage à sec sur le site du combustible irradié après 1998, l'évacuation des déchets toxiques et dangereux (non radioactifs), la démolition de nombreuses structures et les dépenses de gestion du combustible.

La NRC est tout à fait consciente du caractère limitatif des hypothèses qu'elle retient dans ses évaluations, donc de la faiblesse des montants retenus et de leur pertinence toute relative. Elle est également consciente du discrédit que cela peut provoquer dans l'opinion — ou certaines franges de l'opinion. L'Agence fédérale maintient néanmoins sa position : en tant qu'autorité réglementaire, il lui importe de s'intéresser au seul processus par lequel l'exploitant pourra se libérer de son autorisation. Ce qui peut survenir après la décontamination radiologique ne concerne plus la NRC.

Cette position n'est pas criticable en soi, à l'exception notable du sort réservé au combustible irradié. Je comprend mal comment un exploitant pourrait se libérer de sa licence tant qu'il détient — sur le site même de production ou ailleurs — un combustible irradié qui renferme quand même près de 99% de la radioactivité présente dans un réacteur au moment de l'arrêt. Négliger dans le « processus officiel » le fait que les exploitants devront très certainement conserver la responsabilité juridique donc financière de leur combustible, et ce pendant quelques années au moins, revient à pratiquer la politique de l'autruche. Sauf à considérer explicitement que la gestion du combustible irradié ressort de la phase d'exploitation, dût-elle être achevée depuis longtemps.

1.1.2 Au Royaume Uni : le démantèlement face à la privatisation

1. L'intervention du NATIONAL AUDIT OFFICE. Lorsqu'en mars 1990 le gouvernement britannique constitua les deux sociétés producteurs d'électricité nucléaire — NUCLEAR ELECTRIC et SCOTTISH NUCLEAR — il leur donna l'assurance générale qu'il se substituerait à elles pour remplir leurs obligations financières si elles étaient incapables de le faire avec leurs propres ressources. Le Parlement britannique a estimé que le gouvernement était responsable devant lui de ce genre d'assurances ou garanties ainsi que de toute dépense en résultant.

Dans ces conditions le NATIONAL AUDIT OFFICE, équivalent britannique de notre Cour des Comptes, a engagé une étude tendant à déterminer l'étendue exacte des obligations financières du secteur (public) nucléaire au regard du démantèlement, la façon dont ces obligations sont financées, et les efforts des départements ministériels concernés pour minimiser l'impact éventuel de ces obligations sur les contribuables.

Au cours de cette étude, le NAO a entendu les principaux ministères impliqués ainsi que des représentants de l'ensemble du secteur nucléaire : NUCLEAR ELECTRIC, SCOTTISH NUCLEAR, BRITISH NUCLEAR FUELS, l'UK ATOMIC ENERGY AUTHORITY, le Ministère de la Défense, la société NIREX, le NUCLEAR INSTALLATIONS INSPECTORATE, HER MAJESTY'S INSPECTORATE OF POLLUTION et la Commission des Communautés européennes. Le NAO a également étudié les dispositions adoptées aux États-Unis et en Suède.

Il s'est fait assister d'une société d'ingénierie pour les aspects techniques, d'un cabinet de consultants dans le domaine énergétique et de l'Unité de recherche sur la Politique énergétique de l'Université du Sussex, pour les questions économiques et financières.

Le NAO a publié son rapport final en juin 1993 ⁽⁴⁾.

2. L'examen des stratégies d'évaluation adoptées par les exploitants. Il est apparu souhaitable que, préalablement à la privatisation envisagée de l'électricité nucléaire, la lumière soit faite sur les obligations financières des exploitants vis-à-vis du démantèlement. Attirer les investisseurs et leur proposer de mettre des fonds dans le secteur nucléaire supposait en effet que fussent levées les incertitudes entourant les dépenses futures mais certaines que représente un démantèlement.

En avril 1989 le Département de l'Énergie mandate la société NUCLEAR SERVICES GROUP LTD pour examiner les approches retenues par BNFL pour évaluer ses obligations financières, pour évaluer le coût de deux de ses usines, et juger du caractère raisonnable des estimations du coût total du démantèlement. Dans le même temps, l'UK AEA est mandatée pour examiner les évaluations du CENTRAL ELECTRICITY GENERATION BOARD ⁽⁵⁾ relatives au démantèlement des réacteurs Magnox et AGR. Les résultats de ces études sont présentées au Département en mai 1989.

NUCLEAR SERVICES GROUP conclut que les estimations de base sont généralement dans le haut de la fourchette, mais que la marge de sécurité destinée à couvrir les incertitudes est plutôt dans le bas de la fourchette :

- la documentation relative à la construction et l'exploitation des installations les plus anciennes ⁽⁶⁾ ne répond pas aux standards actuels, ce qui se reflète dans une méthodologie d'estimation différente de celle employée pour les installations récentes ;
- certaines hypothèses sont criticables ; par exemple :
 - à long terme, les déchets de faible activité issus du démantèlement seront évacués in situ ;
 - la réglementation et la politique de la compagnie vis-à-vis des limites de dose seront constantes tout au long de la période d'attente.

Cependant la société recommande au Département de considérer comme acceptable l'estimation faite par BNFL de ses obligations financières globales. Elle recommande également à BNFL de développer ses études, en procédant à des estimations plus détaillées sur des projets précis afin d'obtenir un plus grand degré de confiance dans les résultats chiffrés.

⁴ NATIONAL AUDIT OFFICE, *The Cost of Decommissioning Nuclear Facilities*, HMSO 692, juin 1993.

⁵ Pour une description du système électrique britannique avant et après la privatisation, voir mon rapport pour 1993, n° 1008 - ASSEMBLÉE NATIONALE, n° 280 - SENAT.

⁶ c'est-à-dire entrées en exploitation avant 1985.

De la même façon l'UK AEA estime que l'approche par laquelle le CEGB procède à ses estimations de coûts est correctement fondée et conduira vraisemblablement à une réalisation effective des opérations sûre et économique. Néanmoins les estimations sont entachées d'incertitudes significatives et il est nécessaire de les réévaluer de 30%. L'UK AEA remarque également que certains points ont été exclus des termes de sa mission, par exemple :

- la possibilité d'une augmentation des coûts en termes réels sur toute la durée de la période ;
- l'accroissement des incertitudes sur les chiffres considérés du fait des éventuelles modifications du contexte réglementaire.

De son côté le Département a conduit une série d'examen sur les approches retenues par l'UK AEA pour enregistrer et gérer ses obligations financières de démantèlement. En juin 1991, il concluait que les coûts estimés par l'UK AEA (3 Md£ à 4 Md£) étaient sous-estimés à cause d'hypothèses optimistes et d'omissions importantes. L'UK AEA a depuis reconnu qu'en incluant une plus grande marge de sécurité, les chiffres non actualisés ⁽⁷⁾ devaient être considérés comme substantiellement supérieurs.

L'UK AEA a effectué un travail considérable depuis cette dernière étude, pour s'assurer que les coûts de surveillance et de maintenance pendant les périodes de stockage sous surveillance sont bien pris en compte. Cependant elle n'estime pas indispensable — au vu des ressources budgétaires disponibles — de se lancer dès aujourd'hui dans des évaluations très détaillées : les travaux les plus importants n'auront lieu que fort avant dans le siècle prochain. L'estimation centrale 3-4 Md£ est revue annuellement au regard des études nouvelles.

3. La réévaluation des estimations financières. BNFL avait commencé en 1987, à la demande de son conseil d'administration, une révision de sa politique financière de démantèlement. Cette révision a conduit à une modification substantielle des coûts estimés. En effet les évaluations antérieures :

- ne prenaient pas en compte les installations nouvelles au moment de l'estimation, mais seulement les installations réellement opérationnelles ou définitivement arrêtées ;
- n'incluaient pas la démolition des structures et l'évacuation de ces déchets, mais seulement l'évacuation des objets présentant la plus forte radioactivité et les opérations nécessaires pour placer l'installation dans un état sûr ;
- ne prenaient en compte aucune marge de sécurité vis-à-vis des incertitudes.

L'incorporation de ces trois facteurs a entraîné une augmentation spectaculaire du devis total estimé, qui est passé de 460 M£ à 4 605 M£. En conséquence, des arrangements contractuels ont été entrepris avec les clients de la compagnie afin de déterminer une répartition équitable de cette charge supplémentaire.

⁷ Sur l'actualisation voir *infra* : B. Le financement.

Pour sa part le CEEB entamait une succession de révisions tout aussi spectaculaires :

- suite à l'audit effectué par l'UK AEA, le devis individuel pour un réacteur Magnox augmentait de 312 Mf à 467 Mf ;
- suite aux recommandations faites par le cabinet KPMG PEAT MARWICK MCLINTOCK sur le montant des provisions constituées, ce coût était réévalué à 545 Mf ;
- enfin au 31 mars 1989, ce même coût était porté à 599 Mf.

Au total, le montant global non actualisé des obligations financières du CEEB était passé entre le 31 mars 1988 et le 31 mars 1989 de 3 900 Mf à 7 900 Mf !

Enfin des évaluations de plus en plus détaillées ont été menées par l'UK AEA sur ses installations devant être démantelées. Elles ont conduit le Ministre de l'Énergie à informer le Parlement, le 17 juin 1994, que le montant global des engagements financiers non actualisés s'élevait aujourd'hui à 8 Md£, soit un doublement par rapport aux estimations antérieures. Cette somme représente en fait la valeur centrale d'une fourchette s'étendant jusqu'à 12 Md£ au maximum. Le démantèlement du prototype PFR, réacteur à neutrons rapides situé à Dounreay, arrêté en avril 1994, s'élève à lui seul à près d'1 Md£.

4. L'appréciation de la fiabilité des estimations financières proposées par les exploitants. Il revenait au cabinet MCALPINES d'évaluer les hypothèses et méthodologies sous-jacentes d'ordre technique, utilisées pour fonder les estimations des exploitants. MCALPINES a conclu que les propositions de méthodologie et d'ingénierie employées étaient robustes, au regard de la spécificité et de la variété des installations britanniques vis-à-vis des standards internationaux.

De plus les estimations étaient jugées très conservatives parce que fondées sur l'état de la technique en vigueur aujourd'hui. MCALPINES estimait ainsi que les études de référence surestimaient la difficulté du démantèlement et que des économies substantielles pourraient être envisagées dans des réévaluations futures.

Le NAO remarque cependant que la confiance dans les progrès de la technique doit être placée en regard des multiples incertitudes évoquées auparavant. Ces progrès pourraient tout à fait être contrebalancés, par exemple, par un resserrement des exigences de sûreté. Au demeurant l'industrie effectue une révision annuelle des estimations, pour les besoins de la comptabilité ; les plus récentes estimations ont conduit à une diminution des chiffres avancés, suite aux enseignements tirés des premières opérations entreprises sur la centrale de Berkeley. Par exemple, alors que l'inventaire prévisionnel des déchets⁽⁸⁾ avait pratiquement doublé entre le « pointage » de 1987 et celui de 1989, des investigations plus détaillées ont conduit à une diminution de plus de 20% dans l'évaluation effectuée en 1991.

⁸ hors déchets de haute activité.

Les dernières estimations fournies par NUCLEAR ELECTRIC sont incluses dans son mémoire remis au gouvernement en juin 1994, contribution officielle de l'électricien au *nuclear review*, réexamen de la politique nucléaire nationale, annoncé et attendu depuis plusieurs années. Pour un démantèlement achevé au bout de 135 ans (réacteurs graphite-gaz) ou 50 ans environ (réacteur REP de Sizewell-B), les coûts estimés sont les suivants :

Coûts estimés de démantèlement

Centrale	M€ ⁽¹⁾	M€/MW ⁽¹⁾	M€ ⁽²⁾	M€/MW ⁽²⁾	p/kWh ⁽²⁾
Magnox	630	1,4	144	0,32	0,12
AGR	560	0,5	156	0,14	0,07
Sizewell-B	230	0,19	105	0,09	0,022
Futur REP (2 réacteurs)	360	0,14	161	0,06	0,014

(1) non actualisé ; (2) actualisé au taux de 2% par an

1.1.3 Une évaluation de l'UNIPEDÉ

Un groupe d'experts sur les déchets nucléaires et le démantèlement a été mis sur pied au sein de l'UNIPEDÉ (Union internationale des Producteurs et Distributeurs d'Électricité). Sous la présidence de F.H. PASSANT (NUCLEAR ELECTRIC), ce groupe d'experts a remis un rapport en février 1994, au nom du Comité d'Études sur la Production d'Électricité d'Origine nucléaire.

Le rapport présente un vaste panorama international des enjeux relatifs à la gestion des déchets et au démantèlement en termes de politique nationale, stratégie des exploitants, aspects financiers et relations publiques. Initiative insolite mais intéressante, les tableaux retraçant les évaluations de coûts en matière de démantèlement font référence non pas à la puissance du réacteur considéré mais à sa production électrique totale durant sa vie active. Bien entendu il n'y a pas une totale déconnexion entre ces deux grandeurs...

Coûts de démantèlement par centrale (1994)

PAYS	PRODUCTION TOTALE ⁽¹⁾	COÛT ⁽²⁾	COÛT UNITAIRE ⁽³⁾
Afrique du Sud	274	197	0,7
Allemagne ⁽⁴⁾	350	330-390	1,5
Belgique	245	218	0,9
Canada ⁽⁵⁾	745	477	0,6
Espagne	147	143	1,2
Finlande			0,3
France ⁽⁶⁾	197		1,8
Hongrie	384	810	1,6
Pays-Bas		200	0,9
Royaume Uni			
Magnox	80	850	1,6
AGR	210	760	0,9
Sizewell-B	380	305	0,3
Suède	100-200		0,5

(1) en TWh ; (2) en M€cous ; (3) en millième d'Écu par kWh
 (4) REP et REB rassemblés ; (5) centrale de 4 réacteurs ; (6) REP uniquement

On voit que, ramenés à une référence commune et exprimés en unité monétaire identique, une très grande variabilité caractérise les coûts estimés du démantèlement : l'évaluation la plus haute et l'évaluation la plus basse sont séparées d'un facteur 6.

1.2 Des tentatives d'explication infructueuses

Une telle situation est manifestement insatisfaisante : il conviendrait de pouvoir déterminer une fourchette plus précise, étant entendu que subsisteront nécessairement des divergences dues aux spécificités nationales. Un objectif de l'analyse pourrait être également d'estimer dans quelle mesure ces spécificités influent sur un « coût de référence » universel.

Pour mener à bien cette tâche, l'apport des organisations internationales est indispensable. C'est l'AEN-OCDE qui a mené — à ma connaissance — les études les plus approfondies et en tout cas les plus nombreuses sur cette question délicate.

1.2.1 Les points de consensus

Dans un rapport de l'Agence datant de 1986 ⁽⁹⁾, une première série de données était présentée, très hétérogène. Pour comparer les résultats obtenus auprès des pays participant à l'enquête ⁽¹⁰⁾, il a été appliqué aux coûts estimatifs un coefficient de proportionnalité vis-à-vis de la puissance installée afin que ces coûts correspondent au démantèlement d'une centrale de 1300 MW. Quand cela n'était pas déjà fait, 25% ont été rajoutés au titre des imprévus.

Les résultats montraient quelques points de convergence :

- une assez bonne coïncidence des estimations concernant les REP : environ 95 M\$ (prix de 1984) pour un démantèlement total immédiat ;
- un avantage financier certain à adopter une stratégie tendant à repousser le démantèlement total de quelques décennies, après des travaux préliminaires ;
- une influence réduite du coût de démantèlement des installations du cycle du combustible, rapporté aux réacteurs desservis ;
- une incidence plus que modeste dans le coût de production de l'électricité : au plus 0,4 mill/kWh ⁽¹¹⁾ et seulement 0,1 mill/kWh environ dans tous les cas où le démantèlement total est différé de quelques décennies ;
- en valeur relative, un coût qui ne dépasse jamais 1,5% du coût de production dans le cas d'un démantèlement total immédiat, et 0,5% dans le cas d'un démantèlement différé de 30 ans.

⁹ AEN-OCDE, *Déclassement des installations nucléaires. Faisabilité, besoins et coûts*, OCDE, 1986.

¹⁰ États-Unis, Allemagne, Suède, Finlande et Canada.

¹¹ 1000 mills = 1 dollar.

L'étude montrait aussi les difficultés à fournir un cadre d'analyse homogène pour les données reçues des États coopérants. Un consensus négatif en quelque sorte...

En définitive, à l'exception peut-être du premier point dont la validité ne peut être considérée comme absolue, les quatre autres conclusions forment la base d'un consensus général dans les milieux nucléaires. Elles sont par exemple réapparues dans les études régulières que consacrent conjointement l'Agence internationale de l'Énergie et l'AEN aux coûts de production de l'électricité.

1.2.2 Des facteurs de variation bien visibles mais toujours insaisissables

Fin 1989, l'AEN a chargé un groupe de travail (42 membres dont 6 Français) de déterminer dans quelle mesure des facteurs politiques, institutionnels, techniques et économiques pouvaient contribuer à expliquer les fluctuations très larges entre les différentes estimations nationales. Le rapport final a été publié en 1991 ⁽¹²⁾.

Le groupe de travail a reconnu d'emblée l'impossibilité de définir un démantèlement « de référence », à partir d'une centrale, d'un plan de démantèlement et d'une politique d'évacuation des déchets standardisés. En conséquence il a décidé d'essayer d'identifier les facteurs sous-jacents aux différences constatées et de mettre ces facteurs en perspective selon leur importance relative.

Un questionnaire a été envoyé dans les 11 pays représentés au groupe de travail, auxquels s'ajoutaient des représentants de la Communauté, de l'AIEA et du Programme en Coopération de l'AEN. Les principaux facteurs de divergence identifiés sont :

- *les biais introduits par les conversions de change* et surtout les variations importantes des taux de change dans les années 80 ; ainsi, ramenés en dollars de 1990, les coûts de démantèlement en Suède apparaissent 60 à 80% plus élevés que les coûts américains, alors qu'ils n'apparaissent que 10 à 20% plus élevés si on les exprime en dollars de 1984 ; il en résulte que le choix de la date de référence à laquelle on effectue les comparaisons n'est pas neutre ;
- *les plans de démantèlement*, qui sont très différents selon les pays ; les causes en sont multiples, mais peuvent être regroupées en deux catégories :
 - les facteurs découlant de la politique nationale en matière de démantèlement : le démantèlement est-il limité à la décontamination des parties nucléaires (Finlande, États-Unis) ou implique-t-il le retour intégral à la nature (théorie du *greenfield*) ⁽¹³⁾ ? existe-t-il des niveaux d'exemption permettant la remise de certains déchets dans le domaine public ou leur évacuation vers des filières moins coûteuses que les stockages « traditionnels » pour déchets radioactifs ?

¹² AEN-OCDE, *Decommissioning of Nuclear Facilities. An Analysis of the Variability of Decommissioning Cost Estimates*, OCDE, Paris, 1991.

¹³ En Suède, les coûts de démolition des bâtiments et de restauration du site sont estimés à 15-20% du coût total. Aux États-Unis, on estime que le démantèlement intégral des parties non radioactives devrait accroître le coût total de démantèlement d'environ 40%.

- les facteurs découlant de certains choix de l'exploitant : quel prix donner aux incertitudes réglementaires ⁽¹⁴⁾ ? les coûts de déchargement du combustible sont-ils intégrés ou exclus ⁽¹⁵⁾ ? Faut-il inclure les coûts de gestion et d'administration ?
- *la nature très diverse des filières techniques considérées* ; l'opposition est la plus nette entre les réacteurs à eau (légère ou lourde) et les réacteurs graphite-gaz, dont le Royaume Uni est le porte flambeau ; les Magnox utilisent de l'uranium naturel et le volume de coeur est en conséquence beaucoup plus important que dans les réacteurs à eau légère ; il faut également tenir compte du volume du caisson en béton qui renferme le coeur, des 2000 tonnes de graphite environ qui forment le modérateur, etc. ; le démantèlement de Berkeley est estimé devoir produire près de 4 fois plus de déchets (en masse) que celui de Sizewell-B, pourtant de puissance 4 fois supérieure ;
- *une meilleure corrélation avec la masse de déchets* produits qu'avec la puissance installée : les coûts rapportés à la masse de déchets diffèrent au maximum d'un facteur 2,5 contre un facteur 4 pour les coûts rapportés à la puissance installée ;
- *les possibilités offertes pour le stockage des déchets* : présence ou absence d'un site de stockage, classification des déchets et tarification différenciée ⁽¹⁶⁾ ;
- *une très large palette de coût unitaires*, pour l'évacuation des déchets, la rémunération de la main d'oeuvre ⁽¹⁷⁾, la prise en compte des aléas et imprévus (les montants concernés représentaient 10 à 70% de la base des estimations) ; par ailleurs il est illusoire de chercher à harmoniser le niveau apparent des imprévus car les estimations de base intègrent déjà des doses variables de conservatisme dans leurs hypothèses respectives ;
- *l'inévitable subjectivité des jugements*, qui dépendent de la formation et de l'expérience de la personne chargée de l'estimation.

La démarche adoptée par le groupe de travail a assurément donné un éclairage intéressant sur les raisons des divergences internationales. Cependant elle n'est pas exempte de critiques.

¹⁴ En Finlande les incertitudes sur une éventuelle politique d'exemption ont été intégrées pour représenter 7% du coût total de démantèlement. Au Japon et en Espagne, les coûts liés aux déchets ne sont pas pris en compte dans les estimations ; selon des investigations préliminaires, cela pourrait conduire à réévaluer de 20% les chiffres japonais.

¹⁵ Ils représentent 5 à 10% du coût total pour le Royaume Uni, où ils sont intégrés aux estimations.

¹⁶ En 1991, BNFL envisageait d'utiliser pour les LLW le centre de stockage en surface de Drigg — adjacent au site de Sellafield — pour le prix de 650 £/m³, et pour les déchets intermédiaires le futur centre de stockage souterrain de NIREX, au prix de 2700 £/m³. Une différence similaire était planifiée pour les déchets d'EUROCHEMIC (Belgique) : 115 000 FB/m³ contre 675 000 FB/m³.

¹⁷ Le démantèlement est une opération intensive en travail. Le coût du travail dans les différents pays est donc à l'évidence un facteur important dans les divergences d'évaluation. Cependant il est très difficile de parvenir à isoler précisément la part du travail dans les évaluations fournies par les industriels. L'appréciation quantitative de ce facteur est donc quasiment impossible.

Tout d'abord je m'interroge sur la pertinence réelle du rapport entre coût du démantèlement et masse des déchets produits. En effet, d'une part le coût unitaire de l'évacuation des déchets est généralement fonction du volume, d'autre part on observe justement de très grandes variations de ce coût unitaire. Peut-être aurait-il mieux valu chercher une corrélation entre le coût total du démantèlement et le coût de l'évacuation des déchets. Il est vrai que l'on perdait alors de vue les grandeurs matérielles (masse des déchets...) auxquelles le groupe de travail paraissait vouloir s'attacher, au profit d'une grandeur financière, donc en un certain sens dérivée.

Plus fondamentalement je m'étonne des conclusions que prétend pouvoir tirer le groupe de travail de ses investigations. Présentant ses conclusions lors d'un séminaire international organisé par l'AEN à Paris en octobre 1991⁽¹⁸⁾, MM. VIRA (TVO, Finlande) et YASUI (AEN-OCDE) indiquaient à leur auditoire que *"dans la plupart des cas l'importance quantitative des facteurs individuels [de divergence] était difficile à évaluer. En conséquence le rapport du groupe de travail contient essentiellement une discussion qualitative, soutenue par des exemples quantitatifs et des indications sur la disponibilité de données suffisantes."*

La lecture du rapport ne révèle aucune évaluation globale d'un poids numérique à accorder à chaque facteur mis en évidence, non plus qu'une évaluation de la sensibilité des estimations étudiées à des variations de ces paramètres — ceci aurait pu fournir des indications intéressantes, mais était certainement impossible à réaliser à partir des données fournies par les pays participants.

Pourtant cela n'empêche pas le groupe de travail de conclure que globalement on doit constater une *"uniformité malgré des divergences"* (titre du paragraphe 6.5 de la conclusion, p.46). Pour constater cette uniformité le groupe procède à des corrections :

- les estimations qui incluent les coûts liés au démantèlement des parties non radioactives sont minorées d'un facteur 0,8 ; l'objectif est donc de se ramener à un plan de démantèlement identique, concernant uniquement les parties radioactives de la centrale ;
- les estimations qui excluent la gestion et l'évacuation des déchets sont majorées d'un facteur 1,2 *"pour les rendre plus comparables avec les autres estimations"* ;
- les estimations concernant les réacteurs graphite-gaz britanniques sont minorées de 10% pour éliminer l'intégration du coût du déchargement du combustible.

Les auteurs remarquent ensuite que les coûts corrigés rapportés aux quantités de déchets ne diffèrent plus que d'un facteur 2,3 au lieu d'un facteur 5,3 si l'on compare directement les coûts de démantèlement par réacteur. Si la comparaison est réduite aux seuls REP, les coûts « massiques » se trouvent dans une fourchette de $\pm 35\%$ autour de la moyenne, en excluant les REP de Loviisa (Finlande)⁽¹⁹⁾. Si l'on limite les comparaisons

¹⁸ AEN-OCDE, *Politiques de déclassement des installations nucléaires*, OCDE, Paris 1992

¹⁹ Car ces réacteurs sont des VVER soviétiques, donc très (trop ?) différents des réacteurs occidentaux.

aux réacteurs d'une même filière, l'étendue des variations est réduite à 2,3 pour les REB et 1,8 pour les REP (en excluant les réacteurs de Loviisa et Sizewell). En fait, cette démarche me semble relever d'une rigueur scientifique douteuse :

- le groupe de travail utilise des facteurs de correction dont la valeur numérique n'est à aucun moment justifiée ; rien dans le rapport ne peut donner un fondement au choix des facteurs 0,8 et 1,2 ; au contraire les auteurs ont insisté à de multiples reprises sur l'impossibilité d'établir des évaluations quantitatives des divergences observées ; en l'absence de tout début de justification, j'ai alors tendance à juger que ces facteurs ont été choisis parce que justement ils réduisent de façon « adéquate » l'écart par rapport à la valeur moyenne ; *"Et voilà pourquoi votre fille est muette !"* raillait Molière...
- je ne vois pas pourquoi on devrait se satisfaire de trouver des facteurs de proportionnalité « corrigés » voisins de 2 ; compte tenu de l'ensemble des paramètres qui influent sur la détermination des coûts estimés — que le groupe de travail a d'ailleurs fort bien mis en évidence — je ne vois pas pourquoi le facteur 5,3 est plus inacceptable que le facteur 2,3 par exemple.

D'ailleurs les auteurs rappellent immédiatement après la prudence avec laquelle il faut considérer toute évaluation numérique : *"on doit remarquer que les valeurs numériques présentées ici ne doivent pas être prises au pied de la lettre, étant donné que le nombre d'estimations soumises à la présente étude est très limité et que la conversion monétaire est affectée par les fluctuations des taux de change."*

On ne saurait mieux dire...

1.3 Quelle crédibilité pour les estimations de coût ?

On ne peut s'empêcher alors de se poser cette question provocante. Les divergences sensibles mentionnées tout au long des paragraphes précédents et l'impossibilité d'en quantifier l'ampleur veulent-elles dire que l'on ne dispose d'aucune méthode numérique fiable pour procéder à des évaluations financières ?

1.3.1 Acquis et limites des méthodes d'estimation des coûts

Plusieurs approches ont été développées pour estimer les coûts de démantèlement. Elles ne sont d'ailleurs pas spécifiques à l'industrie électronucléaire. On peut les regrouper en deux catégories : les méthodes de calcul fondées sur des analyses *a priori* et les méthodes fondées sur l'analyse *a posteriori* et l'extrapolation des données recueillies lors des démantèlements déjà réalisés.

1. Méthodes *a priori*.

a. **L'hypothèse de proportionnalité.** L'approche la moins rigoureuse consiste à effectuer une règle de trois entre les coûts « moyens » de démantèlement relevés pour les réacteurs d'une filière déterminée et la puissance installée. Il est évident que l'évaluation ainsi effectuée ne peut servir qu'à donner un ordre de grandeur très approximatif. Elle est insuffisante pour établir des projections sérieuses au niveau industriel.

b. La méthode des coûts unitaires. Une méthode plus systématique consiste à déterminer un ensemble de coûts unitaires, représentatifs d'opérations élémentaires qui, combinées selon un plan adéquat, permettent de procéder au démantèlement d'une installation. En règle générale l'évaluation des coûts unitaires s'effectue en deux temps :

- des coûts de base sont déterminés pour une série d'opérations classiques (couper un tuyau de longueur, de diamètre et d'épaisseur standard, conditionner des volumes de matières...);
- des facteurs de difficulté sont évalués ensuite, représentatifs des conditions de travail en milieu nucléaire : débits de dose, utilisation de certains types de matériaux...

Pour déterminer le coût total d'un démantèlement, il faut donc effectuer la somme des différents coûts unitaires concernés, affectés des facteurs de difficulté pertinents. La même méthode est applicable au calcul des doses reçues. Le « point critique » est la détermination de valeurs acceptables pour les facteurs de difficulté. La méthode des coûts unitaires est utilisée par de nombreuses sociétés privées, en particulier TLG ENGINEERING pour les évaluations relatives aux centrales américaines, que j'ai présentées plus haut.

c. Les études d'ingénierie détaillée. Elles sont fondées sur des examens très approfondis des installations existantes et en exploitation, afin d'y déterminer les exigences ou conditions de fonctionnement réellement constatées en matière de main d'oeuvre, de doses, de planification efficace des travaux et des coûts. C'est sur ces méthodes que s'est fondé l'Institut BATTELLE pour évaluer les coûts de démantèlement des centrales américaines de référence, pour le compte de la NRC.

d. Un exemple français. La méthode développée par SGN pour évaluer le coût de démantèlement des usines de retraitement me paraît devoir fournir un exemple concret et intéressant des principes évoqués ci-dessus.

En novembre 1987, la COGEMA demande à SGN de développer un modèle informatique destiné à fournir des estimations réalistes pour le coût de démantèlement des usines de Marcoule et La Hague, qui abritent plus de 3000 cellules actives. Pour développer ce modèle SGN s'est appuyée sur son expérience en matière de conception et de construction des installations de retraitement ainsi que sur l'expérience étendue du CEA et de la COGEMA en matière de démantèlement de cellules actives (installations actives en α et cellules destinées au traitement des produits de haute activité).

Un inventaire détaillé des zones contaminées a d'abord été établi. Les principales caractéristiques des quelque 3000 cellules actives ont été collectées et analysées : dimensions de la cellule, présence ou absence d'une chemise en acier, disponibilité éventuelle d'un équipement de télémanipulation, portes ou sas, masse des principaux composants...

Comme il n'était pas concevable de définir un scénario (voire une palette de scénarios) pour chacune de ces 3 248 cellules, 25 cellules standard ont été identifiées et

les cellules ont été regroupées entre ces catégories. Les cellules standard étaient par exemple définies comme : cellules mécaniques de haute activité exigeant de recourir à la télémanipulation, cellules chimiques de haute ou moyenne activité, cellules mécaniques ou chimiques de faible activité permettant une décontamination manuelle, enceintes de laboratoires, piscines de stockage du combustible irradié, galeries techniques...

Inventaire des zones nucléaires à Marcoule et La Hague

ZONES NUCLÉAIRES	Marcoule	La Hague	Total
Cellules actives			
- cellules de haute activité ⁽¹⁾	119	244	363
- cellules de moyenne activité	192	304	496
- cellules de faible activité ⁽²⁾	73	548	621
- piscines et bassins	74	40	114
<i>Sous-total cellules actives</i>	<i>458</i>	<i>1136</i>	<i>1594</i>
Autres zones nucléaires			
- matériels divers (maintenance, machines)	344	667	1011
- piscine et halls de stockage	17	18	35
<i>Sous-total zones nucléaires</i>	<i>361</i>	<i>685</i>	<i>1046</i>
Enceintes avec ou sans protection biologique ⁽³⁾	231	359	590
TOTAL	1056	2192	3248

(1) nécessitant une intervention à distance ; (2) accessibles sans décontamination extensive

(3) laboratoires, boîtes à gants, conduites de connexion...

Des scénarios spécifiques ont été définis pour chacune de ces cellules de référence, qui pouvaient requérir jusqu'à 50 tâches élémentaires, comme :

- opérations de décontamination, avec plusieurs paramètres techniques associés (volume de travail en hommes×temps, volume d'effluents...) ;
- découpage des équipements et des tuyauteries, manuellement ou avec des engins télémanipulés ;
- décontamination du béton (sablage...) ;
- opérations effectuées sur les équipements après leur démontage et leur évacuation de la cellule : décontamination, conditionnement, mesures de radioactivité...).

Le modèle prend également en considération les volumes de déchets issus des opérations de décontamination et démantèlement. Ces déchets incluent des objets tels que les outils, les échafaudages, les vêtements de protection... Enfin le modèle intègre des données de base sur divers coûts unitaires : main d'oeuvre, énergie nécessaire, gestion des déchets, etc.

Sur la base d'un inventaire précis de chaque installation, il est donc possible de calculer ensuite pour cette installation un coût estimé de démantèlement, étendu après à l'ensemble de l'usine.

Le modèle a été raffiné par la suite, dans trois directions :

- *gestion des déchets* : SGN a intégré plusieurs traitements possibles pour les déchets, destinés à réduire le coût de leur évacuation : décontamination chimique poussée en vue d'éviter un stockage souterrain ou de permettre la réutilisation de certains équipements métalliques, fusion des métaux en vue de diminuer les volumes, décontamination du plomb par fusion en vue d'un recyclage dans l'industrie nucléaire, incinération des déchets technologiques dûs à la main d'oeuvre (vêtements...), compactage de plusieurs catégories de matériaux ;
- *protection radiologique des travailleurs* : le modèle prend en compte les dates d'intervention définies selon les calendriers proposés pour les diverses opérations, ainsi que la décroissance radioactive ; il évalue alors :
 - les débits de dose auquel est exposé le personnel dans les scénarios standards, incluant la décroissance radioactive que l'on peut constater au cours de l'avancement effectif des projets ;
 - la dose reçue par le personnel, fonction du temps passé dans les zones actives ;
 - l'impact des contraintes de protection radiologique sur la gestion de la main d'oeuvre, en fonction du volume de travail (hommes×temps) à accomplir dans les zones actives et non actives ; il permet ainsi de faire des études de sensibilité sur l'impact potentiel des modifications réglementaires qui pourraient suivre l'adoption des dernières recommandations de la CIPR.
- *conditions de travail* : le modèle prend en compte le volume de travail requis pour des personnels évoluant dans des vêtements de protection simples, ou avec des appareils respiratoires, ou en tenue ventilée ; l'utilisation de certains matériels entraîne en effet une limitation du temps du travail utile dans une journée ; ce paramètre est plus important dans les usines de retraitement que dans les centrales car la présence fréquente d'une contamination α oblige à porter des appareils spéciaux de protection.

Cette méthodologie et le programme correspondant (qui peut tourner sur un ordinateur personnel) ont été d'abord testés sur 6 laboratoires du CEA. Ils sont maintenant appliqués dans l'ensemble des INB du CEA ainsi que dans de nombreuses ICPE comme des laboratoires ou des installations de traitement de déchets. Le programme informatique doit évidemment subir quelques adaptations pour « coller » au type d'installation étudié, mais la méthodologie reste identique.

Les modalités de gestion des déchets ont une répercussion importante sur les coûts de démantèlement. Dans une communication présentée à la Conférence internationale sur « le démantèlement des installations nucléaires » organisée par la SFEN à Avignon en septembre 1992, MM. MAILLET (COGEMA) et SERISE (SGN) donnaient ainsi une décomposition des coûts de démantèlement — calculés selon le modèle présenté ici — pour un groupe d'installations de Marcoule (sans plus de précisions).

Coûts de démantèlement d'un groupe d'installations de Marcoule

OPÉRATION	%
Rincage	3
Décontamination	
- préparation des circuits	2
- décontamination	6
- traitement des effluents	6
- traitement des déchets	5
Démantèlement	
- préparation des accès	3
- découpage et nettoyage	30
- protection radiologique	3
- maintenance des systèmes de sûreté	4
- traitement des effluents	2
- traitement des déchets	7
- incinération et fusion	10
- buanderie et autres	5
- conditionnement et transport des déchets	
déchets stockés en surface	3
déchets pour stockage profond	4
déchets vitrifiés	2
- stockage des déchets	
déchets stockés en surface	4
déchets pour stockage profond	3
déchets vitrifiés	2
TOTAL	104

Curieusement le total des pourcentages élémentaires indiqués dans le tableau donne 104 et non 100. La part revenant aux déchets est 50,1% de ce total (53 pour 104).

2. Méthodes *a posteriori*. Ces méthodes sont fondées sur la collecte des données réelles provenant d'opérations effectivement réalisées. La phase de collecte est suivie d'une analyse serrée, en vue d'harmoniser des résultats souvent disparates et d'établir des fiches standardisées. Je présenterai ici deux exemples intéressants : le premier est une investigation *ad hoc* effectuée par un groupe de travail spécial de l'AEN sur les coûts comparés des projets inclus dans le Programme en Coopération ; le second est un programme de recherche financé par la CEE.

a. Un cas d'espèce : l'analyse des coûts de déclassement des projets en coopération de l'AEN. Un groupe de travail spécial a été créé au début de 1989 dans le cadre du Programme en Coopération de l'AEN, afin de déterminer les raisons des importantes variations relevées entre les différentes estimations des coûts présentées par les partenaires. Il faut bien relever que ce groupe de travail ne doit pas être confondu avec celui dont j'ai évoqué les travaux auparavant⁽²⁰⁾. Leurs champs d'action sont en effet différents : à l'un l'étude des projets de recherche conduits sous l'égide de l'AEN, sur la base de leurs coûts réellement constatés, à l'autre l'étude relative aux centrales électronucléaires en général, sur la base des estimations fournies par les États membres.

²⁰ Voir paragraphe 1.2.2 : Des facteurs de variation bien visibles mais toujours insaisissables.

Sur la base d'une lettre de mission détaillée reçue du Comité de Liaison du Programme en Coopération, le groupe a organisé ses travaux de la façon suivante :

- *base commune d'évaluation des coûts* : il a été choisi d'inclure dans les évaluations l'ensemble des coûts postérieurs à l'exploitation de l'installation, jusqu'au retour final au *greenfield* ; en revanche les coûts liés à la fin du cycle du combustible (retraitement ou stockage direct des combustibles, évacuation des déchets secondaires...) ont été exclus car indiscernables de la phase d'exploitation ;
- *revue des tâches élémentaires et détermination des « groupes de coûts »* : le groupe s'est appuyé sur un travail effectué par TLG ENGINEERING ⁽²¹⁾ pour le compte du Projet national sur les Études environnementales organisé par le Forum américain de l'Industrie Atomique dans le milieu des années 80 ; les groupes de coûts retenus étaient : 1/ opérations préparatoires ; 2/ activités de mise à l'arrêt ; 3/ approvisionnement en équipements ; 4/ démantèlement ; 5/ traitement et évacuation des déchets ; 6/ sécurité, surveillance et maintenance ; 7/ nettoyage du site et remodelage du paysage ; 8/ administration du projet, soutien à l'ingénierie ; 9/ recherche et développement ; 10/ combustible ⁽²²⁾ ; 11/ autres coûts ;
- *établissement d'une matrice coût/phase* : les opérations de démantèlement ont été divisées en 4 phases se succédant dans le temps (arrêt définitif, démantèlement partiel ⁽²³⁾, période d'attente, démantèlement total jusqu'au *greenfield*) ; afin de faciliter le remplissage de cette matrice, pour chacun des projets AEN, le groupe a subdivisé les coûts fournis en coût du travail, coût en capital, coût des « fournitures » ;
- *collecte des données* via un questionnaire envoyé aux directeurs des projets, suivie d'un processus interactif pour préciser les points obscurs ;
- *analyse des données* : afin de raisonner sur des grandeurs comparables, le groupe de travail a départagé les 12 projets ayant fourni des données utilisables en 4 « modèles » : 1/ réacteurs démantelés totalement ; 2/ réacteurs démantelés partiellement ; 3/ installations de retraitement ; 4/ toutes installations ; il a ensuite entamé l'analyse proprement dite de ces données :
 - élimination des difficultés dues à l'utilisation des diverses monnaies nationales, en exprimant les coûts élémentaires en pourcentage de leur valeur totale ; ceci fournit des données « brutes » ; pour toute la suite de l'analyse les grandeurs étudiées sont dès lors définies comme des pourcentages ;

21 TLG ENGINEERING, *Guidelines for Producing Commercial Nuclear Plant Decommissioning Costs Estimates*, vol. 1 et 2, mai 1986.

22 Ce poste avait été prévu à l'origine, puis la décision d'exclure les coûts liés à la fin du cycle l'a rendu inutile. Cependant il n'a pas été supprimé de la matrice.

23 niveau 1 ou 2 de la terminologie AIEA selon le cas.

- élimination des données "inacceptables" et calcul d'une répartition corrigée ;
- remplissage des « cases vides »⁽²⁴⁾ par les valeurs moyennes calculées à partir des autres projets ; les groupes de coûts affectés par ces corrections représentaient "seulement" un tiers du total des coûts pour chaque projet analysé ; on obtient alors des « données corrigées » ;
- étude statistique des résultats obtenus à l'aide d'une distribution « t » de Student⁽²⁵⁾ pour déterminer l'amplitude des variations dans un intervalle de confiance donné ; il est apparu que les intervalles de confiance supérieurs à 90% ne pouvaient être retenus car la limite inférieure obtenue correspondait à des coûts négatifs ; cette étude statistique permet ainsi de déterminer une valeur moyenne et deux valeurs limites, supérieure et inférieure, exprimant la dispersion des données autour de la valeur moyenne ;

Le groupe de travail a ensuite cherché à déterminer quels pouvaient être les facteurs des variations de coûts observées. Il a distingué entre des facteurs généraux et des facteurs spécifiques aux projets étudiés :

- facteurs généraux : on retrouve ceux qui avaient été déterminés par le groupe de travail sur les centrales nucléaires : facteurs politiques et géographiques (localisation des sites, politique nationale de déclassement, réglementation, gestion des déchets...), facteurs techniques (caractéristiques des installations, organisation des opérations de démantèlement...), facteurs économiques et financiers ;
- facteurs de divergence spécifiques à chaque projet.

Le groupe de travail enfin réalise une analyse « de deuxième ordre » sur les données corrigées. Pour chaque « groupe de coûts » il procède à la séparation entre les projets affectés par des facteurs spécifiques et ceux qui en sont vierges, donc supposés représentatifs d'une situation normale. Afin d'éliminer l'influence des spécificités de chaque projet, les coûts des premiers sont remplacés par la moyenne des seconds.

On ne doit pas s'étonner après que le groupe de travail puisse constater que l'ampleur des écarts entre les données « multi-corrigées » diminue. Chacun sait bien que remplacer dans une série statistique certaines données par la valeur moyenne des autres conduit inévitablement à resserrer leur dispersion, au sens statistique du terme. Or une telle opération est effectuée par deux fois au cours de l'analyse. Qui plus est, la première opération de ce genre ne concerne pas moins du tiers du total des données étudiées... De plus aucune indication n'est donnée sur le nombre et l'ampleur des corrections qui ont été apportées par la deuxième opération de moyenne, lors de l'analyse « de second ordre ».

²⁴ Du fait du rejet de certaines données jugées inacceptables.

²⁵ L'étude statistique de petits échantillons requiert l'adoption de la distribution t de Student.

Résumé des résultats de l'étude « projets du Programme en Coopération de l'AEN »

GROUPES DE COÛTS	Données corrigées (modèle 4)				Analyse de second ordre					
	Variations	distribution t de Student			Variations			Moyennes		
		R ^{inf}	R ^{mo}	R ^{sup}	M 1	M 3	M 4	M 1	M 3	M 4
Opérations préparatoires	0,4 - 14,0	0,7	4,2	7,6	1,1 - 6,3	3,0 - 6,8	1,1 - 14,0	3,0	5,0	5,0
Activités de mise à l'arrière	0,0 - 14,3	3,1	6,5	10,0	3,1 - 14,2	5,3 - 6,6	3,1 - 14,3	7,0	6,0	8,0
Approvisionnement en équipements	0,0 - 29,0	1,1	8,6	16,0	2,1 - 24,9	0,0 - 21,8	0,0 - 24,3	11,0	10,0	9,0
Démantèlement	9,1 - 47,9	13,1	24,5	35,9	15,7 - 41,8	15,0 - 29,3	12,5 - 42,9	33,0	19,0	25,5
Traitement et évacuation des déchets	1,4 - 35,7	1,6	9,8	18,1	5,9 - 13,7	2,7 - 16,2	1,6 - 16,0	9,5	10,5	9,5
Sécurité, surveillance et maintenance	0,7 - 43,4	2,1	14,7	27,4	2,8 - 7,2	0,7 - 22,7	0,7 - 30,6	5,0	10,5	10,0
Nettoyage du site et remodelage du paysage	0,1 - 5,4	0,9	2,1	3,3	0,5 - 4,6	1,6 - 2,7	0,5 - 5,3	2,5	2,0	2,5
Administration, soutien à l'ingénierie	4,5 - 20,3	8,5	13,2	17,8	4,9 - 18,8	16,0 - 22,2	4,5 - 22,0	13,5	19,0	15,0
Recherche et développement	0,6 - 25,1	0,9	7,4	13,9	0,8 - 10,5	1,1 - 9,8	0,8 - 10,3	7,0	6,0	5,0
Autres coûts	0,6 - 15,2	4,6	8,9	13,3	0,7 - 15,1	8,6 - 13,8	0,2 - 15,2	8,5	12,0	10,5
TOTAL		66,9	100,0	133,1				100,0	100,0	100,0

distribution de Student : intervalle de confiance = 80% ; les modèles sont référencés M (M1, M3 et M4)

Enfin, malgré cette double moyenne, la dispersion des résultats reste considérable. Le tableau présenté en page précédente reprend certains résultats de l'étude. Les trois dernières colonnes représentent donc une estimation moyenne de la répartition des coûts de démantèlement complet pour un réacteur (M1), une installation de retraitement (M2) ou une installation nucléaire « standard » (M4).

b. Les résultats des programmes de recherche communautaires. Dans le cadre du 2^{ème} programme communautaire de recherche sur le démantèlement des installations nucléaires (1984-1988), le CEA et la société allemande NIS ont développé conjointement une méthodologie pour la collecte et le traitement des données recueillies dans les projets de démantèlement de grande échelle, en vue de leur utilisation pour évaluer les coûts et les doses.

Ce projet de recherche s'est poursuivi lors du 3^{ème} programme (1989-1994), avec pour objectif la mise en oeuvre d'une base de données informatisée sur les coûts et les doses. Le contrat a été élargi à BNFL Sellafield. Il est décomposé en 6 objectifs secondaires, partagés entre les contractants :

- le développement d'une base de données conviviale fondée sur un logiciel commercial de stockage et traitement de données : NIS ;
- la collecte de données sur des coûts et des temps de travail unitaires, sur les doses reçues et les déchets générés par le déroulement des projets sous contrats CEE en Allemagne et ailleurs : NIS ;
- collecte similaire pour la France (réacteurs UNGG et cycle du combustible) et le Japon : CEA ;
- collecte similaire pour le Royaume Uni (réacteurs AGR et Magnox, cycle du combustible), les États-Unis et le Canada : BNFL ;
- mise à jour continue, traitement et incorporation dans la base de données de toutes les données recueillies : NIS ;
- définition d'un système « autonome » pour la mise à jour continue et systématique de la base de données à l'expiration du présent contrat : NIS, CEA, BNFL.

La base de données en elle-même est désormais prête. Il reste à développer les modalités de sortie des données ainsi qu'à mettre au point une méthode efficace pour recueillir des données par nature très hétérogènes. La collecte des données auprès des projets participants au programme communautaire n'a pas été couronnée de succès : le taux de réponse aux questionnaires envoyés est très faible. Il en est de même pour les enquêtes lancées sur les projets extérieurs à la Communauté. Les moyens de mise à jour de la base sont simples pour ce qui est des coûts de matériels et de fournitures ; en revanche le coût de main d'oeuvre ne peut être intégré directement et la base de données prend en compte le facteur travail uniquement par le biais du volume total de travail (mesuré en hommes×temps). Le maintien de la base de données sera assuré par NIS.

3. Remarque conclusive. Bien entendu il ne peut y avoir totale séparation entre les méthodes *a priori* et les méthodes *a posteriori*. Les premières se fondent sur des analyses d'ingénierie « théoriques », mais pour devenir opératoires doivent s'alimenter à des données numériques. Les secondes recueillent des données factuelles mais nécessitent, pour définir un cadre adéquat de collecte et de traitement, un travail d'investigation préalable qui relève d'une approche d'ingénierie.

1.3.2 Pour une meilleure crédibilité des évaluations financières

L'horizon est quelque peu brouillé : il semble que l'on dispose d'outils matériels ou méthodologiques déjà plutôt performants et pourtant personne ne peut commencer d'expliquer un tant soit peu quantitativement les différences significatives qui apparaissent entre les estimations données par les grands pays nucléaires de la planète. C'est toute la crédibilité de la démarche qui en souffre, et avec elle une partie de la légitimité de l'industrie nucléaire.

Or de nos jours les considérations fondamentales qui pouvaient avoir donné une forte motivation à investir dans un programme électronucléaire — je veux dire essentiellement l'indépendance énergétique — se sont progressivement estompées. Les aspects économiques deviennent de plus en plus prégnants et s'il veut vivre et se développer le monde nucléaire devra prouver qu'il conserve sur les autres énergies cet avantage compétitif proclamé depuis longtemps.

L'incertitude est un paramètre obligé du démantèlement : on ne raisonne pas à quelques décennies comme on le fait à quelques mois voire à quelques années. Le seul remède consiste à avoir le plus grand degré de confiance dans les jugements que l'on peut porter sur la matière.

La confiance que l'exploitant peut avoir dans des plans tirés sur un avenir incertain repose sur trois piliers :

- la qualité des hypothèses, des raisonnements et des jugements d'ordre technique ; alors que, individuellement, chaque exploitant a une expérience relativement limitée du démantèlement, il peut profiter du partage international des connaissances et comparer ainsi ses méthodes à celles de ses partenaires ; au demeurant, j'ai suffisamment montré dans les lignes ci-dessus toute la difficulté de ces comparaisons ; en définitive, il m'apparaît que l'exploitant reste quand même « un peu seul » ;
- la qualité et le degré de finesse dans la préparation d'un démantèlement ; gérer l'incertitude dans un environnement peu connu et difficilement maîtrisable, c'est avant tout envisager les différents possibles, construire des scénarios, et se poser sans cesse la question " *Que faire au cas où...* " ;
- un degré suffisant de prudence dans la méthode d'évaluation ; être prudent est bien, être *suffisamment* prudent est encore mieux ; la gageure n'est pas mince puisque chiffrer l'incertitude c'est déjà la réduire un peu.

Intervenant lors du séminaire international organisé à Paris en octobre 1991 par l'AEN, un consultant d'ERNST & YOUNG remarquait que la confiance du public ne viendrait pas de la démonstration de la faisabilité technique du démantèlement. Le public est habitué à voir des prouesses technologiques, comme l'envoi d'hommes sur la Lune. En revanche, s'il ne comprend que rarement le sens de « radioactivité α , β ou γ », il sait bien ce que veut dire « coût ».

Dans ces conditions il serait très douteux que la seule estimation financière provenant de l'exploitant, fût-elle fondée sur des études détaillées et autres considérations estimables, suffise à rallier la confiance du public. Celle-ci viendra plutôt du caractère cohérent de cette estimation vis-à-vis de celles présentées par d'autres exploitants, et d'une publicité adéquate faite aux conditions dans lesquelles ces évaluations ont été réalisées.

Le consultant d'ERNST & YOUNG résumait en quatre points les fondements de la crédibilité pour les évaluations financières :

- la mise au point d'une méthodologie rigoureuse concernant l'ensemble des paramètres à inclure dans les évaluations (valeurs monétaires, inflation, coûts unitaires, procédures de révision, modèles d'incertitude...);
- la clarté et la précision de toutes les hypothèses clefs, y compris l'environnement fiscal et financier;
- la définition d'une planification détaillée dès avant le début des opérations, et évolutive; le consultant remarque que chaque fois que l'on a cherché à détailler les estimations de coûts, celles-ci sont devenues plus élevées...
- le choix d'un mécanisme qui donne clairement un prix à l'incertitude, de façon « reproductible » et justifiable (p.ex. méthode de Monte Carlo).

En fait, plus que le coût en lui-même, il me semble que l'objectif ultime, celui par qui la crédibilité sera, doit être la capacité à démontrer que l'exploitant respecte bien le principe d'équité entre les générations.

Cela est plus ou moins aisé selon la nature juridique de l'exploitant, qui implique les règles comptables auxquelles il est soumis. Le cas français illustre bien cette difficulté.

2. LA PROBLEMATIQUE DES COÛTS EN FRANCE

2.1 Le coût du démantèlement des installations du CEA

2.1.1 Une vision générale des coûts de démantèlement

Lorsque l'on s'intéresse aux activités d'un grand organisme de recherche comme le CEA, il y a nécessairement à un moment ou un autre un « inventaire à la Prévert ». C'est

particulièrement vrai s'agissant du démantèlement de multiples installations qui n'ont souvent en commun que leur propriétaire...

Schéma directeur de démantèlement du CEA

TITRE DE PROGRAMME	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	Σ
<i>Opérations en cours</i>									
AT-1	20,8	18,0							38,8
Rapsodie (niveau 2)	17,1	10,0							27,1
RM-2	21,2	17,0	10,0						48,2
Élan-II B	8,7	12,0	35,0	30,5	8,0				94,2
G-1	1,2	5,0						15,0	21,2
Cellules du Bâtiment 211		15,0	10,0	10,0	10,0	30,0	30,0	30,0	135,0
Cellules ORIS	16,6	5,0							21,6
EL-4	8,1	18,0	44,0	44,0	20,0				134,1
LCAC (Grenoble)	0,4	5,0							5,4
Mélusine (Grenoble)		5,0	6,0	10,0	11,0				32,0
Traitement Chimique (Pierrelatte)	2,3								2,3
Diffusion Gazeuse (Pierrelatte)		4,1	7,5	3,4	4,1				19,1
Ultracentrifugation (Saclay)		0,2	1,5						1,7
<i>Sous-total Opérations en cours</i>	96,4	114,3	114,0	97,9	53,1	30,0	30,0	45,0	580,7
<i>Installations à l'arrêt</i>									
Fosse Attila (La Hague)									
Cryobroyage (Cadarache)								15,0	15,0
<i>Sous-total Installations à l'arrêt</i>								15,0	15,0
<i>Installations dont l'arrêt est envisagé</i>									
Bâtiment 18 (Fontenay)		5,0	40,0	50,0	50,0	60,0	60,0	30,0	295,0
Réacteurs et labos chauds			20,0	20,0	23,0	30,0	30,0	30,0	153,0
<i>Sous-total Arrêts envisagés</i>		5,0	60,0	70,0	73,0	90,0	90,0	60,0	448,0
<i>Divers</i>									
Soutiens aux projets	9,9	3,0	5,0	5,0	5,0	5,0	10,0	10,0	52,9
Divers (BAG...)	3,7				5,0	5,0	5,0	5,0	23,7
<i>Sous-total Divers</i>	13,6	3,0	5,0	5,0	10,0	10,0	15,0	15,0	76,6
<i>Total général</i>	110,0	122,3	179,0	172,9	136,1	130,0	135,0	135,0	1120,3
TOTAL y compris charges calculées	112,1	122,3	179,0	172,9	136,1	130,0	135,0	135,0	1122,4

Source : CEA (août 1994)

Bilan économique de 4 opérations de démantèlement

Installation	RM-2	Fiver	AT-1	Rapsodie
Site	Fontenay	Marcoule	La Hague	Cadarache
Niveau de déclassement	3	3	3	2
Période de fonctionnement	1967-1983	1969-1981	1969-1979	1967-1983
Période de démantèlement	1990-1993	1984-1991	1982-1993	1986-1993
Coût	95 MF	62 MF	230 MF	132 MF
Temps de travail	80 000 h	100 000 h	320 000 h	260 000 h
Volume de déchets radioactifs	250 m ³	230 m ³	2 700 m ³	230 m ³
Dosimétrie				
prévue	0,72 h.Sv	0,80 h.Sv	0,8 h.Sv	0,70 h.Sv
réalisée	0,30 h.Sv	0,41 h.Sv	0,3 h.Sv	0,35 h.Sv

aux conditions économiques de 1990

Il faut noter que le démantèlement « niveau 3 » de RM-2, PIVER et AT-1 conserve les murs intacts tant que le devenir des gravats du démantèlement n'aura pas été clarifié.

Les prévisions budgétaires du CEA pour les années qui viennent montrent un maximum de dépenses sur 1995 et 1996, dû au lancement prévu des opérations sur le Bâtiment 18 (Fontenay-aux-Roses) et divers réacteurs et laboratoires chauds.

J'ai reçu du directeur financier du CEA une note relative au coût du démantèlement et aux moyens de le financer. Cette note indique que le montant total estimé actuellement s'élève à 29 MdF. Ce montant a été inscrit en engagement hors bilan à fin 1993 ⁽²⁶⁾.

2.1.2 Les cas de Rapsodie et d'AT-1

Une évaluation plus précise a été effectuée pour les installations AT-1 et Rapsodie (cf. annexe pp. 248-251), dans le cadre du groupe de travail de l'AEN sur les projets du Programme en Coopération. Cette "Analyse technico-économique des projets Rapsodie et AT-1" a été présentée lors d'une journée de la Section technique « démantèlement et déchets associés » de la SFEN en décembre 1993.

1. Le démantèlement de Rapsodie. Rapsodie est un réacteur expérimental à neutrons rapides. Sa puissance était initialement de 20 MW puis a été portée à 40 MW grâce à des modifications du coeur et des circuits. Le coeur est constitué d'assemblages hexagonaux : éléments combustibles fissiles et fertiles, réflecteurs nickel et acier.

Après la détection et la non localisation précise d'une fuite du circuit primaire en octobre 1978, le réacteur a fonctionné en régime réduit, évitant toute manifestation du défaut. En janvier 1982 un défaut d'étanchéité est apparu sur la cuve de sécurité placée autour de la cuve principale, entraînant l'arrêt du réacteur.

Le défaut n'ayant pas pu être localisé avec précision, l'assurance de pouvoir le réparer n'étant pas acquise et compte tenu de l'avancement du programme expérimental concernant la filière, la décision a été prise par le CEA, en octobre 1982, de procéder à l'arrêt définitif du réacteur, après quelques essais de « fin de vie », et à son démantèlement partiel. Les opérations de mise à l'arrêt définitif ont été lancées en mai 1983, tandis qu'il fallait attendre septembre 1985 pour que soit arrêté le choix d'un déclassement au niveau 2 avec évacuation hors du site des réflecteurs acier et nickel et sans lavage de la cuve d'étanchéité.

En janvier 1987, l'installation était prise en charge par l'UDIN, Unité de Démantèlement des Installations nucléaires, bras armé de la Direction du Cycle du Combustible en matière de démantèlement. Le 30 novembre le SCSIN donnait son accord à l'engagement de la première phase des travaux.

Les opérations de mise à l'arrêt définitif comprenaient : 1/ l'évacuation des assemblages neufs ; 2/ la vidange de la cuve et du circuit primaire ; 3/ le lavage de la cuve et du circuit primaire ; 4/ l'extraction des composants amovibles du circuit primaire

²⁶ Les engagements hors bilan relatent des engagements financiers pris ou à recevoir, dont la nature et/ou le régime juridique interdisent pour un temps l'inscription dans les comptes annuels.

(pompes, pièges froids, échangeurs intermédiaires) ; 5/ l'évacuation des mécanismes de barres et dispositifs de mesure et d'autres dispositifs expérimentaux implantés dans le réacteur. Le lavage de la cuve a été abandonné du fait de la renonciation à un programme d'expertises sur les composants et les matériaux.

Rapsodie : fiche signalétique

Les grandes dates :

- 28 janvier 1967 : première divergence
- 17 mars 1967 : atteinte de la puissance nominale (20 MWth)
- 1970 : augmentation de la puissance nominale à 40 MWth
- octobre 1978 : fuite de la cuve principale
- janvier 1982 : fuite de la cuve de sécurité
- octobre 1982 : décision d'arrêt définitif
- fin 1987 : autorisation de commencer les travaux de démantèlement

La conception technique de l'installation :

- Réacteur :
 - réacteur à neutrons rapides
 - combustible : assemblages d'oxyde mixte uranium et plutonium
 - coeur placé dans une cuve d'étanchéité fermée en partie haute par un ensemble de bouchons tournants qui assurent la protection biologique, la manoeuvre des barres de contrôle et la manutention du combustible
 - puissance thermique = 20 MW puis 40 MW
- Système de refroidissement :
 - fluide caloporteur : sodium à la température moyenne de 450°C
 - atmosphère inerte d'hélium ou d'argon
 - 2 boucles comprenant des échangeurs sodium-sodium puis des échangeurs sodium-air

L'implantation :

- site de Cadarache
- composition de l'INB Rapsodie = 5 bâtiments :
 - bâtiment pile : enceinte étanche en atmosphère contrôlée, dans laquelle sont situés la cuve du réacteur et les circuits primaires (pompes et échangeurs)
 - bâtiment actif : entreposage des assemblages neufs et manutention des objets ayant séjourné dans le sodium primaire (lavage et décontamination des éléments combustibles usagés) ; le laboratoire de découpe et d'examen des assemblages est accolé au bâtiment actif
 - bâtiment des circuits thermiques : abrite les deux boucles sodium et les échangeurs sodium-air
 - bâtiment électromécanique : équipements électriques assurant les servitudes de l'installation
 - bâtiment conventionnel : salle de contrôle et bureaux

2. Le démantèlement d'AT-1. L'installation nucléaire AT-1 était l'atelier pilote pour le retraitement des combustibles en provenance des réacteurs à neutrons rapides Rapsodie et Phénix. Implantée sur le site de La Hague, elle a fonctionné de 1969 à 1979. D'une capacité nominale de 2 kg de matière fissile par jour, elle a produit durant cette période 1094 kg d'uranium et de plutonium.

AT-1 comportait à l'origine les équipements permettant de traiter les combustibles rapides selon le procédé PUREX, avec trois cycles de purification. Un quatrième cycle de séparation uranium/plutonium et un stockage complémentaire de produits de fission ont été construits ensuite dans le bâtiment d'extension mis en actif en 1972.

L'installation comprend des cellules de vocation diverses :

- 5 cellules de haute activité : introduction du combustible, cisailage, dissolution, 1^{er} cycle d'extraction, 2^{ème} et 3^{ème} cycles d'extraction (dans la même cellule) ; elles sont constituées de béton de 0,9 à 1,2 m d'épaisseur ; les deux premières cellules sont dotées de hublots, les trois dernière sont aveugles ;
- 4 cellules α : 4^{ème} cycle de séparation U/Pu, concentration U et Pu, précipitation oxalique du PuO₂ ; ces cellules sont en maçonnerie avec facade en plexiglas ;
- 8 cellules de stockage : produits de fission du bâtiment principal, effluents, produits de fission du bâtiment extension ;
- 3 cellules auxiliaires et des installations diverses : boîtes à gants de laboratoires dont une chaîne blindée, bancs d'échantillonnage en plomb, circuits auxiliaires (souvent contaminés).

L'arrêt définitif est réalisé en juin 1979. De juillet 1979 à juin 1980 on procède au rinçage des cellules. En juin 1980 l'UDIN prend en charge l'installation et réalise les travaux préparatoires d'assainissement. Des restrictions budgétaires obligent à décaler le début des véritables travaux à 1985. L'objectif fixé est de procéder à un déclassement de niveau 3 hors génie civil, impliquant de démonter et évacuer tous les circuits « procédé » et tous les équipements contaminés, ainsi qu'assainir les locaux au niveau le plus bas possible pour permettre la réutilisation du bâtiment pour une autre installation nucléaire.

2.2 Les estimations du coût de démantèlement du parc électronucléaire français

2.2.1 Les travaux de la Commission PEON et leur suite

1. Le « coût de référence ». La charge financière du démantèlement a fait l'objet d'estimations effectuées par la Commission P.E.O.N. (Production d'Électricité d'Origine Nucléaire), aréopage de personnalités diverses rassemblant un vaste tour de table concerné de près ou de loin par les questions énergétiques. Cette charge financière est estimée à partir d'un coût de référence rapporté à la puissance installée. Les évaluations se sont appuyées à l'origine sur des études d'ingénierie effectuées par ou pour le compte d'EDF, ainsi sur un cadrage international des estimations disponibles à l'époque. Le coût est corrigé annuellement à l'aide de l'indice des prix du PIB marchand.

La Commission PEON a donné une première estimation dans son rapport pour 1979. Le coût de référence était de 621 F/kW installé (en francs de 1979), soit 1291 F/kW en francs de 1991. Ce coût représentait un peu plus de 16% du coût complet d'investissement d'une tranche de référence REP 900 MW et environ 13% du coût complet d'une tranche REP 1300 MW (tranche appartenant à une centrale de deux tranches située en bord de rivière, à mettre en service en 1990). Il convient de rappeler que le coût d'investissement d'un équipement de production se décompose en :

- coût de construction : il s'agit d'un coût moyen obtenu à partir des contrats commerciaux conclus avec les fournisseurs concernés ;

- frais de maîtrise d'oeuvre : c'est un pourcentage donné du coût de construction ;
- intérêts intercalaires, dûs au fait que le chantier s'étale sur quelques années : ils correspondent au financement des dépenses immobilisées avant la mise en service de l'équipement considéré ; ils sont fonction de l'échéancier des travaux et du taux d'actualisation retenu ⁽²⁷⁾ ;
- frais de préexploitation : ils représentent les frais liés aux essais avant mise en service et les frais liés au grèvement progressif du personnel ; ils sont généralement exprimés en pourcentage du coût de construction ;
- démantèlement ;
- aléas technico-économiques.

Le processus d'introduction du palier N4 a conduit en 1991 le Ministère de l'Industrie à proposer d'évaluer le coût de démantèlement à 15% du coût complet d'investissement d'une tranche REP N4 (1^{ère} paire rivière), soit 1521 F/kW en francs 1991. Ce coût est considéré comme identique pour la filière UNGG et la filière REP, bien que leurs caractéristiques soient très différentes. C'est cette valeur (corrigée de l'inflation annuelle) qui est aujourd'hui retenue pour les études économiques et la détermination par les services comptables de la dotation annuelle à la provision pour démantèlement.

Il faut noter que le coût estimé de démantèlement représente 15% du coût complet d'investissement, soit 25% environ du coût de construction, ou encore 50% du coût de l'îlot nucléaire. Cette dernière estimation est cohérente avec l'expérience de démantèlement obtenue par le CEA sur des installations non destinées à la production d'électricité.

Depuis le début des années 80, les travaux de la Commission PEON ont été remplacés par l'exercice « coûts de référence » de la production d'électricité d'origine thermique, conduit de façon régulière par la DIGEC (Direction du Gaz, de l'Électricité et du Charbon) au Ministère de l'Industrie. Cette étude a pour but d'éclairer les choix d'investissements nouveaux à effectuer dans les années à venir, dans le domaine de la production d'électricité.

2. Les fondements du coût de référence. Les dépenses considérées pour évaluer le coût du démantèlement couvrent l'ensemble des opérations suivantes :

- les travaux qui ne peuvent être engagés qu'avec une autorisation préalable délivrée par décrets (mise à l'arrêt définitif, niveau 1, niveau 2, niveau 3) ; les charges imputables aux travaux réalisés sur la partie classique sont intégrées à ce coût déduction faite des récupérations réalisées (ventes de ferrailles, de transformateurs...) ; à l'inverse les travaux réalisés durant la phase de cessation définitive d'exploitation, dans le cadre du décret initial d'autorisation de création, sont comptabilisés en tant que charge de post-exploitation ;

²⁷ Sur la notion d'actualisation voir *infra*.

- les travaux neufs et matériels spécifiques réalisés ou acquis pour le démantèlement ;
- la surveillance et la maintenance de la tranche en cours de démantèlement ;
- la quote-part des dépenses communes aux tranches ou au site : gardiennage et protection de site, entretien courant des installations générales de sécurité, administration générale, assurances, charges fiscales... ;
- études engagées localement ou études, essais génériques et matériels gérés au plan national, destinés au démantèlement.

3. Le réexamen du coût de référence par EDF. Afin de vérifier l'adéquation du ratio pris en compte pour l'évaluation du coût de référence, une étude a été engagée en 1990. Elle porte sur un site REP 4x900 MW de type Dampierre. Le scénario de référence défini en cohérence avec la doctrine actuelle de l'établissement est le suivant :

- arrêts définitifs des deux paires de tranches décalés de 4 ans ;
- démantèlement partiel caractérisé par la démolition de la salle des machines et celui du bâtiment des auxiliaires nucléaires ; le bâtiment réacteur, le circuit primaire et le bâtiment combustible sont préservés ;
- démantèlement des 4 tranches au niveau 2 de l'AIEA réalisé 10 ans après l'arrêt définitif de la première tranche ;
- démantèlement réalisé après une période de décroissance de 50 ans.

Des hypothèses complémentaires liées au devenir des déchets produits ont également été définies. La méthodologie retenue est conforme à celle préconisée par l'OCDE. Trois types de coûts seront ainsi analysés : 1/ les coûts d'opérations (démolition, démantèlement, travaux neufs) ; 2/ les coûts de surveillance et de maintenance des installations jusqu'à leur démantèlement total ; 3/ le coût du poste de déchets et des produits du démantèlement. Un logiciel a été développé, qui permettra ensuite de réaliser des études de sensibilité sur les différents paramètres.

2.2.2 Coût futur et coût actuel

1. Notion d'actualisation. Le coût calculé par la Commission PEON est celui qui devra être supporté à la date du démantèlement, lorsque les opérations seront effectivement engagées. Or chacun sait que le présent et le futur n'ont pas la même valeur. On préfère recevoir une donation aujourd'hui qu'attendre un héritage... plus tard ; celui qui fait crédit (donc renonce à un paiement immédiat) supporte le risque de ne se voir jamais payé ; celui qui épargne une partie de son revenu se prive des plaisirs d'une consommation immédiate ; etc. Le futur est incertain : il a moins de valeur que le présent.

L'adage populaire est bien connu : *"Un « tiens » vaut mieux que deux « tu l'auras »"*. Sa traduction en termes plus élaborés débouche sur le concept économique

d' « actualisation ». L'actualisation est le procédé qui permet de comparer valablement des sommes déterminées à des dates différentes, en calculant leur valeur à une date commune, généralement la date actuelle.

2. Taux d'actualisation. On considère généralement que pour chaque durée élémentaire écoulée ⁽²⁸⁾ (un mois, un an...) la valeur diminue d'un facteur constant. Cette convention permet de définir la notion de taux d'actualisation : il s'agit du taux qui égalise deux valeurs séparées par l'intervalle de temps élémentaire. Par exemple pour un taux d'actualisation annuel de 8%, les sommes de 100 F aujourd'hui ou 108 F dans un an sont absolument équivalentes.

On se trouve ainsi ramené aux problèmes classiques d' « intérêts composés ». Si V_a est la valeur actuelle, V_n la valeur à la date n et r le taux d'actualisation, on a

$$V_a = \frac{V_n}{(1+r)^n}$$

Par exemple 100 F aujourd'hui sont équivalents à 126 F environ dans 3 ans (puisque $100 \approx 126 \div 1,08^3$) ; 1000 F à recevoir dans 15 ans procurent la même satisfaction que 315,25 F reçus aujourd'hui (puisque $1000 \div 1,08^{15} \approx 315,25$).

3. Actualisation et inflation. Il convient ici de différencier deux phénomènes de nature tout à fait différente : l'érosion monétaire d'une part, la préférence pour le présent d'autre part. En effet l'érosion monétaire ne fait que concrétiser la perte de pouvoir d'achat de la monnaie : là où il fallait 100 F pour obtenir un bien donné, il en faudra l'an prochain 105 si le taux annuel d'inflation est de 5% ; l'érosion monétaire traduit les variations de valeur relative entre la monnaie et les autres biens et services, elle est *extérieure à la volonté*. En revanche la préférence pour le présent est un *comportement autonome* des agents économiques, qui se concrétise dans le taux d'actualisation.

Ainsi l'écoulement du temps se traduit par un double phénomène : un effet prix (inflation) et un effet valeur (préférence pour le présent). L'agent économique considérera donc qu'est équivalente à 100 F d'aujourd'hui la somme qui, dans un an, à la fois : 1/ préserve son pouvoir d'achat (effet prix) ; 2/ égalise sa satisfaction (effet valeur). Cette somme est

$$100 \times (1 + \text{taux d'inflation}) \times (1 + \text{taux d'actualisation})$$

soit dans l'exemple précédent $100 \times 1,05 \times 1,08 = 113,4$ F. Ainsi, pour obtenir la même satisfaction, l'agent économique demandera 100 F aujourd'hui ou 113,4 F dans un an.

Il faut donc avoir présent à l'esprit que, lorsque l'on effectue des calculs d'actualisation (comparaison des valeurs), on doit toujours raisonner en monnaie constante, afin d'éliminer l'effet prix. Supposons que l'on cherche à savoir s'il est préférable d'avoir 100 F aujourd'hui ou 131 F dans 2 ans, compte tenu d'un taux

²⁸ Les physiiciens diraient "quantum de temps"...

d'actualisation de 8% et d'un taux d'inflation de 5%. Il convient d'abord de se placer en monnaie constante : 131 F au prix de 1996 valent $131 + 1,05^2$ au prix de 1994, soit environ 118,82 F. On peut ensuite calculer la valeur actuelle de 118,82 : cette valeur est $118,82 + 1,08^2$, soit 101,87. Cette valeur est supérieure à 100, donc compte tenu des hypothèses considérées, il est préférable d'avoir 131 F dans deux ans que 100 F aujourd'hui.

4. Poids « actuel » des coûts futurs de démantèlement. Le coût de référence de 1521 F/kW donné par la Commission PEON est l'estimation de la somme qui devra être dépensée (au prix de 1991) pour démanteler les réacteurs à la fin de leur durée de vie. Pour comparer valablement ce coût à celui de l'investissement initial, il faut calculer sa valeur actualisée à la date de mise en service du réacteur. Le taux d'actualisation retenu est le taux fixé par le Commissariat au Plan, égal à 8% par an. On peut, pour présenter un cas simplifié, faire les hypothèses suivantes :

- la durée de vie du réacteur est de 30 ans (durée retenue depuis 1993 dans les études économiques) ;
- les dépenses de démantèlement sont concentrées sur la dixième année qui suit l'arrêt du réacteur.

La valeur actuelle du coût du démantèlement, ramenée 40 ans plus tôt, est donc $\frac{1521}{1,08^{40}} = 70$ F/kW soit environ 7 pour mille du coût complet d'investissement. Pour un REP 1300 MW la valeur actualisée de son coût de démantèlement à la date de mise en service représente un peu plus de 90 MF.

Si l'on retient un taux d'actualisation de 5%, identique à celui utilisé dans de nombreux autres pays, le poids du futur est augmenté par rapport au poids du présent, et le coût actuel du démantèlement est donc accru. Il représente dans cette hypothèse un montant de $\frac{1521}{1,05^{40}} = 216$ F/kW (au prix de 1991), soit un peu plus de 2% du coût d'investissement ; ceci correspond donc à environ 280 MF pour un REP 1300 MW.

Il apparaît donc que, *en termes économiques*, le coût actualisé du démantèlement est toujours une portion réduite du coût d'investissement d'une centrale nucléaire. Au regard de la stratégie d'investissement dans les moyens de production, le poids du démantèlement n'est pas un paramètre majeur

Est-ce à dire qu'il faille pour autant se désintéresser de la manière de financer cette dépense ? Certainement pas : en valeur absolue, c'est bien 1521 F/kW (prix 1991) qu'il faudra mettre sur la table lorsque le moment sera venu. Soit près de 2 MdF pour un REP 1300 MW. Il importe donc à l'exploitant d'une installation nucléaire de mettre en oeuvre un mécanisme de financement qui assure que la charge du démantèlement pourra être couverte le moment venu.

B. LE FINANCEMENT DES COÛTS DU DEMANTELEMENT : DES DISPOSITIFS VARIES POUR DES PROBLEMES SIMILAIRES

Il n'existe pas de schéma directeur unique pour constituer un programme de financement. Chaque pays agit selon ses traditions et ses exigences réglementaires. En revanche les questions fondamentales relatives à la disponibilité des fonds à l'échéance se posent en des termes identiques.

I. DES SOLUTIONS VARIEES POUR LES MECANISMES DE CONSTITUTION DES FONDS

On distingue classiquement entre deux méthodes : le versement de sommes déterminées dans un fonds externe à l'entreprise ; la constitution de provisions inscrites au bilan. Disons tout de suite que pour certains pays je n'ai pu déterminer précisément la nature du système employé :

- il semble que les exploitants canadiens aient jusqu'à présent utilisé un système de provisions, financé par une surcharge spéciale appliquée au prix de l'électricité (environ 1% du prix de vente) ; le groupe de travail de l'UNIPÉDE indiquait dans son étude de février 1994 que la création d'un fonds spécifique et personnalisé, similaire à un fonds de pension, était à l'étude ;
- au Japon l'obligation légale de financer le démantèlement futur des centrales ne date que de 1989 ; en 1990 un amendement à la loi fiscale instaure un régime de déductibilité pour 85% des sommes versées à cette fin ; le taux de 85% s'explique par le fait que l'objectif que doivent atteindre les fonds est officiellement fixé à 85% du montant global des coûts de démantèlement ; la contribution annuelle est assise sur la production d'électricité, calculée par rapport à une durée de vie standardisée de 27 ans et avec un facteur de charge de 70% ;
- enfin, pour l'Allemagne, le rapport de l'AEN⁽²⁹⁾ indique qu'il n'y a pas de schéma officiel de financement et que les fonds sont alimentés par des contributions volontaires. En revanche le Service nucléaire placé auprès notre ambassade indique dans une note remise à l'occasion de ma mission (22-23 novembre) que *"dès la mise en service de l'installation, les exploitants doivent commencer à faire des provisions régulières pour le démantèlement, selon l'article 249 de la Loi commerciale (Handelgesetz) ; il faut qu'ils aient mis, après au plus 19 ans d'exploitation, assez d'argent de côté pour le financer. Les provisions doivent être faites chaque année d'après l'estimation du coût du démantèlement la plus récente (ces estimations sont annuelles)."*

²⁹ AEN-OCDE, *Decommissioning of Nuclear Facilities. An Analysis of the Variability of Decommissioning Cost Estimates*, OCDE, Paris, 1992.

1.1 L'utilisation de fonds externes

1.1.1 Les systèmes de fonds placés sous la tutelle du gouvernement

1. En Finlande, les exploitants doivent alimenter un Fonds national de Gestion des Déchets. Le traitement réglementaire et financier du démantèlement est en effet rattaché à la politique de gestion des déchets. Ce fonds est géré par le Ministère de l'Industrie, mais indépendant du budget de l'État.

La contribution des exploitants évolue selon la révision annuelle de l'ensemble des obligations financières dues aux déchets. Aucune actualisation n'est appliquée. Les paramètres pris en compte sont : 1/ le montant estimé des engagements ; 2/ le montant effectif du fonds pendant l'année en cours ; 3/ la production d'énergie cumulée pendant l'année ; 4/ la production totale d'énergie estimée pour la durée de vie du réacteur.

En tout état de cause l'exploitant a l'obligation de faire en sorte que le fonds puisse couvrir l'intégralité des obligations financières dans un délai de 25 ans suivant la mise en service du réacteur.

Selon les modalités précises utilisées pour le calcul, l'objectif du fonds peut être pendant les premières années inférieur au montant des engagements ; l'exploitant doit alors fournir des assurances que cette différence peut être comblée. En revanche dans les dernières années de financement, le montant-cible du fonds pourra être supérieur aux obligations ; le surplus sera alors remboursé à l'exploitant.

2. En Espagne, le Plan général pour la Gestion des Déchets fixe chaque année une surcharge appliquée au tarif de l'électricité, depuis 1983. Ces dernières années, cette surcharge s'élevait à environ 1,3% du prix de vente. Les sommes recueillies sont versées dans un fonds géré par l'ENRESA, organisme public chargé du démantèlement et de la gestion des déchets.

Les fonds versés ne bénéficient d'aucune déduction fiscale, et le taux d'actualisation retenu est 3,5% par an. L'objectif du fonds est actuellement de 800 M\$ (prix de 1990). 21% du montant de cet objectif avaient été collectés en 1991.

3. En Suède, chaque exploitant doit ouvrir un compte spécial auprès de la Banque nationale de Suède. Ce fonds est alimenté par une redevance établie en fonction de la production d'électricité, dont le niveau est fixé par le gouvernement. La redevance couvre l'ensemble des obligations financières relatives à la gestion des déchets (y compris les dépenses estimées nécessaires en R&D) ; le démantèlement proprement dit n'en représente qu'un cinquième environ. Ces dernières années son montant était de 0,02 SEK/kWh dont 0,004 SEK/kWh spécifiquement pour le démantèlement. Le fonds est géré par l'organisme chargé de la gestion des déchets, SKN.

La collecte des sommes dues s'effectue pendant 25 ans et le fonds porte un intérêt réel minimum de 2,5%. Depuis plusieurs années le taux effectivement servi est plutôt proche de 5% (taux servi sur les obligations du Trésor suédois), ce qui fait que le fonds est en avance sur ses objectifs...

4. En Suisse, une loi adoptée en 1993 encadre désormais plus solidement la couverture des obligations financières du démantèlement. Selon un schéma classique, un fonds gouvernemental est alimenté par une redevance perçue sur les volumes d'électricité vendus. La fixation du taux de redevance est effectué par un comité *ad hoc*. Les sommes versées au fonds sont exemptées de fiscalité.

1.1.2 Les systèmes de fonds gérés par les exploitants

Parmi les grands pays nucléaires, les États-Unis fournissent à cette catégorie de systèmes leur exemple le plus significatif, voire unique...

L'obligation de garantir la disponibilité de fonds destinés au démantèlement a été introduite dans la réglementation de la NRC en 1988. Cependant les autorités investies du pouvoir de réglementer les tarifs électriques (*Federal Energy Regulatory Commission* et *Public Utilities Commissions*) ont pu imposer à des dates antérieures des obligations similaires. Cette implication de l'autorité de sûreté dans des questions financières a d'ailleurs été critiquée par certains, comme le montre la synthèse des commentaires faits sur la proposition de règle, présentée en préambule à la règle définitive ⁽³⁰⁾.

La NRC a justifié son intervention sur le plan des principes : l'autorité de sûreté souhaite avoir la garantie que l'exploitant pourra bien mettre un terme, le moment venu, à son autorisation d'INB. C'est ainsi qu'elle indique que *"la Commission a un mandat légal pour protéger la santé et la sécurité du public au plan radiologique [...] La NRC a décidé que cette réglementation est nécessaire parce qu'il existe un danger radiologique significatif associé aux installations nucléaires non démantelées. La NRC a également établi que la santé et la sécurité du public peuvent être mieux protégées si l'on promulgue une règle qui exige une assurance raisonnable qu'au moment de l'arrêt de l'exploitation, les fonds adéquats seront disponibles de façon à ce que le démantèlement puisse être entrepris de façon sûre et en temps utile, et que le manque de fonds ne conduise pas à des retards qui pourraient poser des problèmes potentiels à la santé et à la sécurité"* ⁽³¹⁾.

Lorsqu'il dépose une demande d'autorisation de création d'installation nucléaire, l'exploitant (potentiel) doit y inclure un rapport décrivant *"comment il pourra fournir une assurance raisonnable que des fonds seront disponibles pour démanteler l'installation"* (§10 CFR 50.33). Par ailleurs, la règle étant parue le 27 juin 1988, les exploitants détenant une autorisation avant cette date — c'est-à-dire la quasi totalité — disposaient d'un « délai de grâce » allant jusqu'au 26 juillet 1990 pour fournir dans les mêmes formes la même *"assurance raisonnable"*.

Le paragraphe 10 CFR 50.75 contient les dispositions détaillant les exigences de l'autorité de sûreté en matière de garantie financière. L'exploitant doit garantir un montant déterminé (1.), réévalué selon un barème déterminé (2.), grâce à des méthodes de financement déterminées (3.) ; il doit également procéder à une réévaluation en fin d'exploitation de l'installation (4.).

³⁰ Voir par exemple dans le *Federal Register*, Vol. 53 n° 123 (27 juin 1988), p.24637.

³¹ *Federal Register*, Vol. 53 n° 123 (27 juin 1988), p.24637.

1. Les montants minimaux imposés par la NRC. Pour un réacteur électrogène, ces montants sont calculés en fonction de la puissance thermique et sont différents selon qu'il s'agit d'un REP ou d'un REB :

Montants minimaux requis par la NRC

PUISSANCE	REP	REB
$P < 1200$	75	104
$1200 < P < 3400$	$75 + 0,0088 \times P$	$104 + 0,009 \times P$
$3400 < P$	105	135

puissances en MW, prix en M\$ de 1986

On remarquera qu'il s'agit des montants (arrondis) tirés de l'étude BATTELLE sur les deux centrales de référence. Les montants indiqués dans le tableau sont bien des montants minimaux et non des montants obligatoires : l'exploitant doit inclure dans sa demande d'autorisation une évaluation personnelle du coût de démantèlement de son installation.

Des montants différents sont déterminés pour les autres installations nucléaires.

2. Le facteur de réévaluation est également tiré de l'étude BATTELLE. Il a pour objet de fournir une référence pour compenser la hausse « inflationniste » du coût du travail (L), de l'énergie (E) et des déchets (B). Il doit être au-moins égal à $0,65 \times L + 0,13 \times E + 0,22 \times B$. Les facteurs L et E doivent être extraits des données régionales publiées par le Bureau des Statistiques du Travail (Ministère du Travail). Le facteur B doit être extrait du document NUREG-1307⁽³²⁾.

3. Les méthodes de financement réputées acceptables sont au nombre de 3 pour les exploitants de réacteurs électrogènes ; elles peuvent être combinées :

- *le prépaiement* : il s'agit d'une somme déposée avant le début d'exploitation sur un compte spécial au nom de l'exploitant mais placé hors de son contrôle direct ; le compte peut être liquide ou renfermer des actifs facilement liquides ; le compte peut être un compte garanti et bloqué, un fonds gouvernemental, un certificat de dépôt ou un dépôt de titres publics ;
- *un fonds d'amortissement externe* : il s'agit d'un fonds établi hors de l'actif de l'entreprise, placé hors de son contrôle et alimenté par des versements annuels ; le fonds peut être également un compte garanti et bloqué, un fonds gouvernemental, un certificat de dépôt ou un dépôt de titres publics ;
- *une méthode de garantie, assurance ou sûreté* : il s'agit de toute disposition tendant à garantir juridiquement que les coûts du démantèlement pourront être assumés ; cette garantie peut prendre la forme d'une lettre de crédit, ligne de crédit, etc. ; les personnes garantissant l'engagement financier doivent être considérées comme acceptables par la NRC ;

³² US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, *Report on Waste Burial Charges, Escalation of Decommissioning Waste Disposal Costs at Low-Level Waste Burial Facilities*, NUREG-1307, Revision 3, mai 1993.

Pour les exploitants d'installations nucléaires autres que les réacteurs électrogènes, le fonds d'amortissement externe doit être couplé à une garantie portant sur le solde restant à couvrir. Les autres formes de financement restent acceptables pour la NRC.

Au cas où l'exploitant est un organisme public fédéral, étatique ou relevant d'une autorité locale, la NRC ne peut qu'exiger une lettre d'intention incluant une évaluation du coût de démantèlement et l'indication que les fonds seront obtenus le moment venu.

4. La révision en fin d'exploitation. Environ 5 ans avant la fin prévisible de l'installation, l'exploitant doit soumettre à la NRC un plan préliminaire de démantèlement contenant une nouvelle estimation du coût et une évaluation des principaux facteurs techniques qui pourraient affecter la planification des opérations. Si nécessaire ce plan préliminaire doit également inclure les moyens permettant d'ajuster le niveau des fonds disponibles.

1.2 L'utilisation de provisions

Dans chacune des méthodes précédentes l'exploitant se libère de son obligation de financement en alimentant, selon des modalités fixées par le cadre juridique applicable, un fonds extérieur aux comptes de l'entreprise. En France, comme d'ailleurs en Belgique, aux Pays-Bas ou au Royaume Uni, il peut utiliser à cette fin les possibilités ouvertes par le système comptable des provisions.

Le concept de « provision » est un peu difficile à manipuler, et je souhaite éviter que l'on commette des contresens dommageables. C'est pourquoi il m'a semblé utile de rappeler quelques notions fondamentales.

1.2.1 Le bilan de l'entreprise

L'analyse financière d'une entreprise a une double vocation : d'une part elle doit servir à apprécier la situation financière à une date ou sur une période donnée, d'autre part elle doit fournir des indicateurs utiles à la prise de décision stratégique, indépendamment des paramètres techniques, commerciaux, légaux, fiscaux... qui interviennent par ailleurs.

Deux outils sont particulièrement utilisés : le compte de résultat et le bilan :

- le *compte de résultat* évalue la performance financière de l'entreprise lors de l'exercice écoulé ; il mesure les flux financiers découlant de l'activité de l'entreprise au cours de l'année ;
- le *bilan* donne une image de la situation financière de l'entreprise à une date déterminée : il mesure les stocks de richesses ou de dettes.

Pour exercer son activité, l'entreprise doit rassembler et mettre en oeuvre des capitaux, dont la nature et le poids respectif conditionnent l'appréciation financière que l'analyste peut porter sur la société. Le bilan est un tableau à deux colonnes destiné à présenter les capitaux mis à la disposition de l'entreprise (passif) et les utilisations qu'a faites l'entreprise de ces capitaux (actif).

Le passif rassemble les capitaux mis à la disposition de l'entreprise. Ces ressources se séparent en trois grandes catégories :

- les fonds propres, « propriété » de l'entreprise : on y trouve surtout le capital (versé par les actionnaires) et les réserves accumulées au fil des exercices ;
- les provisions (cf *infra*) ;
- les dettes, qui peuvent provenir d'emprunts (dettes financières, à long ou court terme), d'avances et acomptes reçus des clients, ou peuvent être liées au processus même d'exploitation (crédits fournisseurs).

L'actif retrace la façon dont sont utilisés ces capitaux. On y distingue deux grandes catégories :

- l'*actif immobilisé* rassemble ce qui fait la substance même de l'entreprise : immobilisations incorporelles (dont l'exemple type est le portefeuille de brevets), immobilisations corporelles (terrains, constructions, matériels), immobilisations financières (participations au capital des filiales, prêts...)
- l'*actif circulant* représente le « sang » qui irrigue l'entreprise : stocks, créances sur les clients, valeurs financières de placement, disponibilités de trésorerie...

Le bilan porte souvent dans ses lignes inférieures des comptes de régularisation

Bilan simplifié

ACTIF
Actif immobilisé
- immobilisations incorporelles
- immobilisations corporelles
- immobilisations financières
Actif circulant
- stocks
- créances
- disponibilités
(Perte)
TOTAL

PASSIF
Fonds propres
- capital
- réserves
Provisions
Dettes
- dettes financières
- avances et acomptes reçus
- dettes d'exploitation
(Bénéfice)
TOTAL

Quelques remarques importantes :

I/ Un bilan est nécessairement « équilibré » : à tout instant le montant total du passif est égal au montant total de l'actif.

Si l'entreprise a réalisé un déficit au cours de l'exercice, cela veut dire qu'une partie des ressources a été perdue. La perte est un « emploi » (mauvais...) des capitaux mis à disposition de l'entreprise. Son montant sera donc porté dans la colonne « actif ».

Inversement si l'exercice se solde par un bénéfice, cela veut dire que l'entreprise a réussi par son activité même à se procurer une ressource supplémentaire au cours de l'année. Le bénéfice est donc porté dans la colonne « passif ».

2/ Un bilan varie tout au long de l'année : il est une photographie à un instant donné, il peut évoluer au jour le jour. Prenons l'exemple d'une entreprise qui décide de faire un investissement ; elle peut emprunter le montant correspondant ou le financer sur ses fonds propres.

Dans le premier cas l'entreprise fait appel à une ressource supplémentaire (poste Dettes au passif) et porte la valeur de l'investissement à un poste d'Immobilisations à l'actif : le total de bilan augmente. La dette apparaît dans un poste « dettes à long terme » après un éventuel passage dans un poste « crédit fournisseur » si le fournisseur a accordé un paiement différé. Chaque fois que l'entreprise rembourse une échéance d'emprunt, la valeur du poste « dettes à long terme » diminue, ainsi qu'un poste de l'actif (compte courant par exemple).

Dans le second cas l'entreprise va utiliser des fonds disponibles pour payer son investissement. L'achat se traduit par une redistribution entre les actifs de l'entreprise : le poste Disponibilités ou Valeurs de placement va diminuer, le poste Immobilisations va augmenter. La valeur totale du bilan sera inchangée.

Il y a ainsi chaque jour des variations dans la valeur totale du bilan et dans les ventilations de ce total entre les différents postes de l'actif et du passif respectivement. Dans les rapports annuels d'activité, le bilan est toujours donné à une date déterminée (généralement le dernier jour de l'exercice).

1.2.2. Les provisions comptables : une notion difficile à appréhender

1. Une provision n'est pas une tirelire. La comptabilité d'une entreprise doit respecter l'obligation légale de précaution : l'entreprise doit porter immédiatement dans ses comptes toute charge qu'elle doit ou devra supporter, dès lors que cette charge est certaine ou que son risque d'apparition est élevé, et qu'elle est quantifiable avec une approximation raisonnable.

Les provisions sont la manifestation comptable de ces charges à venir. Elles traduisent le fait que la valeur économique réelle de certains actifs est moindre que leur valeur comptable inscrite au bilan.

Par exemple EDF a en stock du combustible nucléaire, qui a une certaine valeur comptable ; celle-ci est portée à l'actif au poste Stocks. Cependant EDF a signé avec la COGEMA des contrats de retraitement ; la valeur de ces contrats représente une charge future mais certaine, qui découle de la nature même de l'actif concerné (le combustible nucléaire) ; elle doit donc être portée au bilan dans un poste de provisions.

De même le parc nucléaire d'EDF est un actif, inscrit au poste Immobilisations corporelles. Ce parc nucléaire devra être démantelé en fin d'exploitation ; la charge qui en résultera est future mais certaine ; elle doit donc faire l'objet d'une provision.

Contrairement à une idée reçue fréquente, une provision n'est pas une réserve d'argent mais au contraire la traduction par anticipation d'un appauvrissement de l'entreprise, futur mais certain.

Les provisions décrites précédemment sont des « provisions pour charges ». Il existe des charges qui ne sont pas certaines mais découlent d'un risque supporté par l'entreprise. Par exemple une entreprise qui a des relations économiques ou financières avec l'étranger (importation-exportation, endettement en devises, filiales étrangères...) supporte un risque de change. Elle peut se couvrir dans une certaine mesure par des interventions sur les marchés à terme. Il est cependant vraisemblable que l'intégralité du risque encouru ne pourra être couverte de la sorte. Dans un souci de prudence, l'entreprise pourra donc être amenée à inscrire à son bilan une « provision pour risque » de change. Là encore cette provision ne peut pas être considérée comme une « tirelire ».

2. Provision et financement de l'entreprise. La provision est une charge enregistrée par anticipation dans les comptes, mais n'ayant pas encore donné lieu à une dépense réelle : la provision n'entraîne pas un décaissement de trésorerie. En l'attente de cette dépense effective, sa valeur représente une ressource qui reste provisoirement à la disposition de l'entreprise. La provision participe du financement de l'entreprise : elle est donc inscrite au passif. Cependant cette ressource est essentiellement précaire (provision pour risque) ou temporaire (provision pour charge).

Par ailleurs la provision représente un poids comptable tout à fait réel : inscrite au passif, elle vient en déduction du bénéfice ou en complément de la perte. Elle réduit les sommes pouvant être placées sur des comptes de réserve ou distribuées aux actionnaires. En contrepartie, une provision est un autofinancement obtenu au taux intéressant de 0%... De plus elle est parfois soumise à un traitement fiscal avantageux, voire à une franchise d'impôt (cas de la France).

En revanche lorsqu'une charge ayant occasionné antérieurement la constitution d'une provision vient à être constatée, elle est imputée sur la provision en question sans que cela ne perturbe les équilibres financiers de l'entreprise : un poste d'actif diminue (par exemple Compte courant) ainsi que le poste de provision, mais le bénéfice ou la perte ne sont pas affectés. Ainsi la provision s'éteint sans dommage autre qu'un décaissement de trésorerie.

1.2.3 Les provisions pour démantèlement à EDF

Dès lors qu'un réacteur est mis en service ⁽³³⁾ la charge de démantèlement devient certaine et son montant déterminé selon les règles exposées ci-dessus ⁽³⁴⁾. Il est cependant judicieux de répartir ce montant sur plusieurs exercices comptables. EDF est donc amenée à constituer une dotation périodique au poste de provisions correspondant. L'avantage de procéder ainsi est double :

- la charge financière du provisionnement est répartie sur toute la durée de constitution de la provision, donc les comptes de l'entreprise ne sont pas grevés brutalement en une seule fois ;

³³ L'instant précis où la charge de démantèlement est constatée et où la provision commence d'être comptabilisée est la date de mise en service industriel du réacteur.

³⁴ En toute rigueur, il est très probable que la dépense réelle de démantèlement doit dépendre de l'état d'irradiation du réacteur en fin de vie, donc de sa durée de vie effective. Mais le principe de précaution incite à retenir dès la mise en service du réacteur la dépense maximale qu'il faudra supporter.

— l'obligation d'équilibre financier (sur le long terme) pour l'entreprise publique oblige à intégrer la charge du provisionnement dans le coût du kWh ; la constitution progressive de la provision sur toute la durée de vie de l'installation assure ainsi l'équité intergénérationnelle : l'utilisateur paye chaque année une part du démantèlement de l'installation qui lui a fourni l'électricité.

Le montant de la dotation est déterminé pour une année mais comptabilisé chaque mois. La dotation annuelle est égale au quotient du montant restant à provisionner par la durée de vie résiduelle des installations. Elle est ajustée en octobre de chaque année. La durée de vie retenue est 30 ans pour les REP, 20 ans pour les UNGG.

Jusqu'à la fin des opérations de démantèlement, le solde de la provision fait l'objet d'ajustements calés sur la dérive des prix. Toutefois, au cas où la provision s'avèrerait insuffisante avant la remise en état du site, le dépassement serait à comptabiliser au fur et à mesure des réalisations, par le procédé dit « de différence d'incorporation ».

Une telle situation ne poserait pas de problème au regard des ratios financiers de l'entreprise. Elle n'est évidemment pas souhaitable au regard de l'objectif d'équité : elle signifie en effet que la génération future doit supporter indûment une partie du coût de démantèlement d'une installation dont seuls ses ancêtres ont bénéficié.

Il faut noter que EDF a procédé *a posteriori* à la constitution accélérée de provisions pour les réacteurs entrés en service avant 1979, de façon à rattraper le « retard » subséquent. Aujourd'hui chacun des réacteurs en service ou arrêté a été « recalé » sur la ligne des 15 %, au *pro rata* de son âge effectif.

Au 31 décembre 1993, le montant total de la provision pour démantèlement s'élevait à 26,452 MdF. Les mouvements de l'exercice comportaient une dotation brute de 3,448 MdF et une diminution de 117 MF, la dotation annuelle nette s'élevant donc à 3,331 MdF pour 1993. L'âge moyen du parc est de 13 ans.

Évolution de la provision pour démantèlement des centrales nucléaires

Année	Dotation nette	Provisions	Parc nucléaire (1)
1979	80	80	8 507
1980	339	419	15 461
1981	708	1 127	23 747
1982	825	1 952	25 844
1983	1 016	2 968	30 045
1984	1 216	4 184	36 787
1985	1 437	5 621	41 923
1986	1 695	7 316	48 952
1987	1 940	9 256	54 496
1988	2 098	11 354	57 466
1989	2 380	13 734	57 466
1990	2 448	16 182	61 251
1991	3 504	19 686	62 736
1992	3 435	23 121	63 361
1993	3 331	26 452	64 846

prix en MF courants ; (1) puissance installée, en MW

1.2.4 L'évolution récente du financement du démantèlement au CEA

La note, évoquée plus haut, que j'ai reçue du directeur financier du CEA indique que *"depuis 1993 le CEA intègre dans les coûts de revient des programmes qu'il facture à ses partenaires une part destinée à alimenter le financement du démantèlement futur des installations dans lesquelles s'exécutent ces programmes. Cette part de recette est comptablement affectée à un compte de provision."*

"A fin 1993, le montant cumulé de la provision s'établit à 20,5 MF. Pour ce qui concerne l'année 1994, le montant prévu est du même ordre."

"Les montants en espèce de ces provisions sont gérés en trésorerie sur des instruments monétaires sans risque et sont disponibles dès que les travaux de démantèlement, pour lesquels ils sont affectés, débuent."

"Ces provisions, modestes, ne concernent évidemment que très partiellement les coûts futurs de démantèlement des installations du CEA, estimés actuellement à 29 milliards de francs (ce montant a été inscrit en engagements hors-bilan à fin 1993)."

La prise en charge du démantèlement était avant 1993 effectuée par des prélèvements sur le budget courant des dépenses civiles.

1.3 Le cas des centrales prématurément arrêtées

Fonds externes ou provisions, les mécanismes de financement supposent toujours que la centrale fonctionne pendant la totalité de sa vie prévisionnelle. Or ce n'est pas toujours le cas : un accident, un renforcement des exigences de sûreté, une concurrence accrue de moyens de production plus compétitifs peuvent amener l'exploitant d'une installation à en décider la fermeture. Avec la production d'électricité, c'est l'assiette de la collecte qui se tarit également...

Une fois encore les États-Unis sont un laboratoire privilégié. Plusieurs centrales ont été arrêtées après la publication de la règle fondamentale de démantèlement le 27 juin 1988 : Rancho Seco (Californie, 1989), Shoreham (New York, 1989), Fort St. Vrain (Colorado, 1989), San Onofre-1 (Californie, 1992), Yankee Rowe (Massachusetts, 1992) et Trojan (Washington, 1993) ; 7 autres unités avaient été définitivement fermées avant 1988.

Dans un amendement à la règle de démantèlement publié le 9 juillet 1992 ⁽³⁵⁾, la NRC a décidé d'adopter une politique pragmatique : *"pour une installation qui a été définitivement fermée avant l'expiration de son autorisation, le calendrier de recouvrement des fonds manquants sera déterminé, sur la demande de l'exploitant, au cas par cas en prenant en compte la situation financière spécifique de chaque exploitant"*.

On constate à nouveau que la NRC se place seulement sur le terrain de l'assurance apportée par l'exploitant que les fonds de démantèlement seront disponibles le moment

³⁵ *Federal Register*, Vol. 57 n°132, p.30383 et suiv.

venu. L'intervention des agences chargées de la réglementation tarifaire (FERC et PUC) n'aboutit en fait qu'à fixer la répartition de cette charge entre les consommateurs et les actionnaires.

Ainsi les différents pays ont mis en place des solutions variées pour procéder à la constitution des sommes devant servir à financer les opérations de démantèlement. Pourtant aucune de ces solutions n'apporte de réponse définitive aux interrogations fondamentales relatives à la garantie de la disponibilité des fonds.

2. DES PROBLEMES SIMILAIRES RELATIFS A LA GARANTIE DE DISPONIBILITE DES FONDS

Constituer un fonds ou une provision est indispensable. Encore faut-il être sûr que les sommes concernées existeront toujours à l'échéance et que le mécanisme retenu permettra de couvrir le flux de trésorerie occasionné par les dépenses courantes.

2.1 Les sommes couvrant le coût du démantèlement ne risquent-elles pas de disparaître ?

2.1.1 Les fonds externes sont exposés aux risques des marchés financiers

L'avantage premier des fonds externes est que les sommes qui y sont versées sont bien matérialisées, visibles et identifiables. Au contraire le financement par le biais de provisions ne conduit pas à la même clarté pour ce qui concerne les actifs mis en regard de ces provisions.

Chacun a en mémoire les pertes cuisantes subies par la COGEMA sur le MATIF en 1986. En matière financière l'avenir n'est jamais sûr ni toujours rose. Dès lors il est tentant de chercher à protéger les fonds nécessaires au démantèlement des éventuels déboires de l'exploitant. C'est la justification principale des réglementations qui obligent à constituer des fonds externes aux comptes de l'entreprise.

On espère ainsi que ces fonds seront protégés à double titre :

- un statut spécial du fonds doit le mettre à l'abri des éventuelles réclamations des créanciers : les sommes investies serviront uniquement au démantèlement ;
- une fois versées, les sommes sont investies et gérées indépendamment de la vie de l'entreprise, qui ne peut les utiliser comme réserve disponible au cas elle serait confrontée à des difficultés économiques.

J'ai montré plus haut de quelles garanties s'entourent les autorités de certains pays : comptes déposés auprès de la Banque nationale, compte géré par un organisme public, fonds obligatoirement investis en titres publics...

Cette dernière disposition est particulièrement importante. La sûreté financière attachée aux titres publics est en général une excellente garantie donnée à

l'investissement. Remarquons cependant qu'il convient toujours de choisir avec soin la collectivité publique dans laquelle on choisit d'investir : que vaut aujourd'hui la dette de certaines municipalités en France ? que vaudraient leurs obligations si elles étaient cotées sur un marché financier ?

Le marché des titres publics est assurément moins risqué que celui des titres privés. C'est pourquoi les premiers servent généralement une rémunération, un taux d'intérêt, inférieur au taux du secteur privé.

Mais il ne faut pas oublier que les titres publics eux aussi peuvent être pris dans les turbulences des marchés. De plus, dans un monde où les frontières sont de plus en plus ténues, où les investissements sont désormais conçus à l'échelle internationale, les États n'ont plus vraiment de prise sur leur marché financier intérieur. La remontée des taux d'intérêt à partir de février 1994 a ainsi affecté l'ensemble des compartiments du marché, faisant chuter lourdement les obligations.

Sans même parler des fameux *junk bonds* qui faisaient florès à la fin des années 80, on doit reconnaître que le risque nul sur les marchés n'existe pas. Que sait-on par exemple de la stabilité politique et économique d'un pays donné sur le long terme, sur les échéances qu'implique le financement du démantèlement ? Il n'y a pas dix ans l'ex-URSS était considérée comme un « très bon risque », c'est-à-dire un risque faible ! Il ne se passe pas de mois où en France certains demandent la révision de la « politique du franc fort » ; on a vu plusieurs fois les effets de ces déclarations sur notre marché financier. Si les investisseurs internationaux ont quelques doutes sur l'« orthodoxie » de notre politique économique, ils n'hésiteront pas à tester les intentions réelles des gouvernants en place, voire à se retirer de nos frontières, entraînant ainsi des perturbations profondes. N'oublions pas que plus de 30% de la capitalisation boursière de la place de Paris et un pourcentage très significatif des bons du Trésor est placé auprès de personnes non résidentes...

En fait, non contents de s'exposer aux risques croissants que l'on peut constater sur les marchés financiers, il est à croire que les gérants des fonds de démantèlement chercheraient à s'affranchir des limitations imposées à leurs investissements. Là encore les États-Unis servent de « modèle ».

En 1984 un amendement à un Code fédéral financier définissait des limitations précises aux investissements autorisés aux fonds de démantèlement. Il s'agissait justement à l'époque de garantir les sommes placées dans ces fonds contre les velléités aventureuses de certains gestionnaires. Après un effort de lobbying remarquable, l'industrie nucléaire avait réussi à obtenir en 1992, dans un amendement à l'*Energy Policy Act*, que ces limitations fussent abrogées. Les exploitants pouvaient désormais investir dans des actifs plus risqués, donc plus rémunérateurs. Ils avaient ainsi la possibilité d'obtenir à l'échéance la même somme finale tout en diminuant leurs versements périodiques donc allégeant la ponction effectuée dans les comptes annuels.

En octobre 1993 la FERC a adopté une décision imposant aux exploitants relevant de sa compétence — en fait la quasi totalité, à l'exception des exploitants fédéraux comme la *Tennessee Valley Authority* — de limiter les investissements de leurs fonds de

démantèlement aux bons du Trésor, aux obligations des États et des gouvernements locaux dont le principal de la dette n'est pas défaillant, ou dans des bons à terme ou à vue de banques ou sociétés de crédit.

La portée réelle de cette décision était limitée sur le plan financier : la juridiction de la FERC ne concerne que les ventes en gros (environ 15% des ventes totales), alors que les ventes au détail (particuliers ou utilisateurs industriels ou commerciaux) sont régies par les *Public Utilities Commissions*. Cependant les exploitants ont aussitôt engagé des efforts pour amener la FERC à revenir sur cette décision. En effet ils sont réticents à constituer plusieurs fonds, l'un soumis au règles FERC, l'autre soumis aux règles PUC.

A ma connaissance la situation n'a pas évolué en 1994. Il faut noter cependant que certains États (via leurs PUC respectives) ont d'ores et déjà autorisé les exploitants à ouvrir leurs horizons d'investissement. Ainsi la Californie exige que les exploitants alimentent deux comptes : 60% des sommes investies seraient placées en titres cotés, 40% en obligations ou titres non imposables. L'Illinois pour sa part accorde des exemptions au cas par cas.

2.1.2 Les fonds internes ou les provisions sont liés à la santé de l'entreprise

Conserver dans les comptes mêmes de l'entreprise les fonds consacrés au démantèlement offre l'avantage évident de ne pas peser sur sa trésorerie : la couverture des obligations financières futures résulte d'un simple jeu d'écritures comptables. La contrepartie est évidemment que ces écritures conduisent rarement à une matérialisation effective des sommes en jeu. Le feraient-elles — à travers par exemple un compte spécial de l'actif — qu'il serait juridiquement impossible de garantir l'intégrité de ce compte en cas de faillite de l'entreprise et de partage des actifs par les créanciers.

Pour cette raison, l'utilisation d'une méthode de financement interne doit être réservée à certaines entreprises spécialement. C'est bien sûr le cas des monopoles de droit ou de fait, comme EDF. Leur statut même et les prérogatives qui leur sont accordées les mettent à l'abri de certains des risques de défaillance auxquels sont exposées les sociétés opérant sur les marchés concurrentiels.

De même certains géants industriels peuvent valablement postuler à ces méthodes. Dans le cadre du système français, COGEMA, société à capitaux publics mais de droit privé, répond d'autant mieux à ces exigences qu'elle opère sur un marché mondial du retraitement en situation d'oligopole et en liaison étroite avec ses partenaires-clients nationaux et le système administratif.

Aux États-Unis on a vu ainsi pendant plusieurs années GENERAL ELECTRIC et WESTINGHOUSE, pour une fois partenaires, plaider auprès de la NRC pour obtenir l'autorisation de garantir de façon interne leurs fonds de démantèlement. Les deux sociétés arguaient du volume de leurs actifs (60 Md\$ pour GENERAL ELECTRIC et 20,3 Md\$ pour WESTINGHOUSE) et de leur stabilité financière avérée⁽³⁶⁾. En 1990 la

³⁶ GENERAL ELECTRIC et WESTINGHOUSE tirent leur statut d'exploitant nucléaire de leurs activités de fabrication de combustible. Chacune des sociétés dispose de 3 usines : en Californie, Caroline du Nord et Illinois pour GENERAL ELECTRIC, en Caroline du Sud, Pennsylvanie et New Jersey pour WESTINGHOUSE.

NRC avait rejeté les demandes des deux exploitants, malgré l'opinion dissidente du Commissaire CURTIS ⁽³⁷⁾. La Commission est revenue sur sa position en août 1992 et a engagé le processus réglementaire visant à modifier la règle générale.

Pour autant la taille de la société n'est pas une garantie invulnérable. L'exemple britannique de la transition entre le CEGB et NUCLEAR ELECTRIC en donne une illustration frappante. Le CEGB et son équivalent écossais SSEB ⁽³⁸⁾ ont commencé à faire des provisions en 1976. L'augmentation significative du montant des provisions entre 1988 et 1989 est dû à la réévaluation des coûts du démantèlement, évoquée dans la partie A. Une partie de ces provisions est due au titre de l'utilisation des installations gérées par BNFL au profit du CEGB et SSEB. La diminution observée en 1991 et 1992 provient d'une révision en légère baisse des estimations de coûts, à la lumière de l'expérience acquise pendant les premiers travaux effectués sur Berkeley.

Provisions pour démantèlement (CEGB et SSEB)

Année ⁽¹⁾	CEGB/NE		SSEB/SNL	
	Centrales	BNFL	Centrales	BNFL
1981	217	—	72	27
1982	298	37	109	49
1983	392	58	138	62
1984	444	78	166	84
1985	507	96	186	96
1986	567	111	217	111
1987	621	131	246	125
1988	726	197	303	324
1989	1941	321	1014	492
1990	1996	261	961	483
1991	1775	268	740	516
1992	1699	271	764	522

montants en ME, ramenés aux prix de 1992

source : NATIONAL AUDIT OFFICE, op.cit., 1993

(1) année légale : du 1^{er} avril au 31 mars de l'année civile suivante

Dans le bilan de l'entreprise, les sommes inscrites en provisions au passif ont une contrepartie dans la colonne actif : comme je l'ai indiqué plus haut, les provisions sont une ressource mise provisoirement à la disposition de l'entreprise ; celle-ci les utilise donc dans le cadre de son activité industrielle. Il n'existe aucun moyen de discerner les actifs qui sont financés par les provisions. Cependant — et ceci est surtout vrai dans le cas des provisions de démantèlement, qui sont relatives à des charges devant survenir à échéance lointaine — on considère généralement que les emplois correspondants sont à long terme. Ainsi il est légitime de considérer que les provisions servent au financement de nouvelles installations de production.

³⁷ La position du Commissaire CURTIS reposait sur trois points principaux : 1/ la solidité financière de GENERAL ELECTRIC offre suffisamment de garanties ; 2/ la réglementation de démantèlement autorise les sociétés mères à se porter caution de leurs filiales, dès lors qu'elles sont jugées acceptables par la NRC ; il est illogique de refuser l'auto-garantie proposée par GENERAL ELECTRIC alors que cette société remplirait toutes les conditions requises pour pouvoir se porter caution d'une de ses filiales ; 3/ sur le fond il n'y a pas de raison de préférer le risque pesant sur la société mère à celui pesant sur la filiale.

³⁸ CEGB : CENTRAL ELECTRICITY GENERATION BOARD ; SSEB : SOUTH OF SCOTLAND ELECTRICITY BOARD.

Ainsi, dans les années précédant la privatisation, une partie des 726 M€ de provisions (prix de 1992) a servi à financer non seulement la nouvelle centrale nucléaire de Sizewell-B mais aussi des travaux de rénovation d'anciennes centrales³⁹ et du réseau de distribution. Or à la privatisation le gouvernement a transféré, d'un côté les actifs non nucléaires aux sociétés NATIONAL POWER et POWER GEN, de l'autre les actifs nucléaires et les provisions correspondantes, à NUCLEAR ELECTRIC.

A partir d'un organisme public au bilan « équilibré » le gouvernement a donc créé deux sociétés artificiellement riches — car dotées de moyens de production qu'elles n'avaient pas eu à financer — et une société artificiellement pauvre car portant des provisions sans contrepartie à l'actif. Le bilan devant être équilibré, un compte de profits et pertes a été inscrit au passif, en perte de 4,3 Md€.

Il est faux de dire, comme on l'entend encore trop souvent, que *“les provisions de démantèlement ont disparu pendant la privatisation”*. Ce sont au contraire les actifs correspondants qui ont « disparu », soustraits indûment à NUCLEAR ELECTRIC⁴⁰.

A l'aune de ces événements malheureux, comment juger de la stabilité des actifs d'EDF financés par les provisions actuelles ? La pérennité des actifs sous-jacents aux provisions de démantèlement est évidemment liée à la bonne santé financière de l'entreprise. A ce titre la solidité d'EDF ne doit pas inspirer grande inquiétude : fort heureusement pour elle, la santé financière d'une entreprise ne se mesure pas seulement à l'aune de son bénéfice net comptable ! L'avenir est plus brouillé en revanche au regard des multiples projets échafaudés ici où là tendant à instaurer une déréglementation plus étendue dans des domaines jusqu'ici réservés aux monopoles.

On a vu ainsi la Commission européenne se lancer dans la bataille de l'accès des tiers au réseau, on a vu également le gouvernement britannique entamer la privatisation du réseau de chemins de fer, on a vu aussi fleurir des propositions visant à séparer les activités « transport » des activités « réseau », les deux étant conservées au sein de la SNCF — mais pour combien de temps ?

Qui peut savoir si un gouvernement plus dogmatique que les précédents ne tentera pas un jour de scinder EDF en plusieurs branches, puis plusieurs sociétés ? Nous nous trouverions alors dans le cas de figure britannique, confrontés à des difficultés majeures.

Il est donc essentiel de manifester une vigilance politique sourcilleuse vis-à-vis de ce genre de projets douteux, qui prendraient des hypothèques sur les démantèlements futurs sans que l'exploitant n'ait réellement les moyens de protéger l'intérêt des générations futures.

³⁹ Heysham-2 (nucléaire), Drax-2 (charbon)...

⁴⁰ Au demeurant le bilan de NUCLEAR ELECTRIC a été affecté de façon beaucoup plus sensible par la spectaculaire révision en hausse des obligations financières découlant du démantèlement et la révision conséquente des provisions associées. Là encore la différence a dû être imputée au compte de profits et pertes inscrit au passif. Ce compte se montait à 3,904 Md€ en 1990 (prix de 1990) et à 3,747 Md€ en 1993 (prix de 1993). Il faut noter que le solde de ce compte évolue sous l'influence de deux facteurs contraires : les bénéfices de NUCLEAR ELECTRIC viennent réduire le solde négatif actuel, mais la revalorisation (inflation + actualisation) des pertes héritées des opérations du CBGB vient accroître le montant des pertes « en stock ».

2.2 Les mécanismes de financement permettront-ils de couvrir les dépenses courantes de démantèlement ?

Je suppose ici réglées les questions concernant la « survie » des fonds affectés au démantèlement. Une nouvelle interrogation survient alors : le mécanisme de financement choisi permettra-t-il d'assurer le flux de trésorerie nécessaire pour payer effectivement, « au fil de l'eau », les travaux de démantèlement au fur et à mesure de leur engagement et de leur réalisation ?

Le problème se pose différemment selon les modes de financement adoptés :

- dans le cas de fonds externes, il conviendra simplement de s'assurer que les actifs investis sont suffisamment liquides pour pouvoir être récupérés, extraits du fonds et dépensés effectivement au fur et à mesure des besoins ; il s'agit alors d'une classique gestion de trésorerie, qui ne pose aucune difficulté particulière ;
- dans le cas de financements internes, par exemple avec les provisions, la problématique est différente : comme je l'ai expliqué plus haut les provisions financent certains actifs de l'entreprise ; pour régler au fil de l'eau les dépenses effectives de démantèlement, l'exploitant a théoriquement le choix entre deux méthodes : 1/ vendre peu à peu certains de ses actifs ; 2/ utiliser les revenus tirés de ces actifs :
 - la première méthode est praticable dans une mesure limitée : en effet le montant cible de la provision d'EDF est de l'ordre de 100 MdF aux prix de 1993 ⁽⁴¹⁾ ; cette somme ne peut rester investie uniquement en titres financiers, elle est en partie investie dans les réacteurs ; or je vois mal comment EDF pourrait vendre quelques réacteurs sur un « marché de l'occasion » qui n'existe d'ailleurs pas ! en revanche la vente de titres de placement permet bien entendu de couvrir des dépenses qui peuvent fluctuer sensiblement selon le calendrier de travaux ;
 - la deuxième méthode est évidemment bien plus praticable : les actifs ont un « rendement » et procurent à l'entreprise un revenu qu'elle utilise pour couvrir ses dépenses ; à cet égard il importe de remarquer que en regard des 100 MdF de provisions qui seront constituées *in fine* correspondent 100 MdF d'actifs productifs ; le démantèlement total d'un REP 1300 MW est estimé à 2 MdF soit 2% du montant des actifs constitués ; un rendement annuel de 2% pour ces actifs suffirait donc à assurer le financement du démantèlement total d'un réacteur, chaque année, en prenant l'hypothèse évidemment pénalisante que toutes les dépenses sont effectuées en une année... ⁽⁴²⁾

⁴¹ L'application de la méthode de référence permet de déterminer le montant cible de la provision : Provision = coût de référence x capacité du parc, soit 1593 F/kW x 65000 MW = 100 MdF environ aux prix de 1993.

⁴² Ce raisonnement doit être modulé par le fait que la provision commencera à être utilisée avant d'avoir atteint son montant cible de 100 MdF.

Au terme de ces quelques considérations, il m'apparaît clairement qu'il ne peut pas exister de méthode unique et universelle pour financer le démantèlement. Chaque pays met en place des dispositions spécifiques qui répondent au contexte local et sont fonction de ses propres modes de régulation économique.

A cet égard j'estime que la méthode adoptée pour couvrir les dépenses futures de démantèlement chez EDF correspond bien à l'esprit et la tradition du modèle économique français. Elles fournissent une assurance suffisante que les sommes nécessaires au démantèlement seront effectivement disponibles le moment venu — sous réserve que les coûts en aient été correctement évalués au préalable.

**LES EFFLUENTS RADIOACTIFS
DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES**

CHAPITRE UNIQUE

LES EFFLUENTS RADIOACTIFS DES CENTRALES NUCLEAIRES

Nos sociétés sont de plus en plus sensibles à la fragilité de notre environnement. C'est peu dire que la fin des années 80 et le début des années 90 ont vu l'émergence d'une véritable « conscience écologique ». Cette conscience met en avant les interactions essentielles entre l'homme, les activités humaines, l'environnement et la santé. Elle dénonce les atteintes irréparables commises par l'homme, se donne comme objectif un « développement durable » dont les modalités concrètes restent encore à définir, tente de mettre en place de nouvelles façons de penser l'acte fondamental de « produire ».

Comme tous les mouvements de mode, la vogue écologique n'a pas échappé à ses dérives et ses grand-messes. D'aucuns ont « surfé » sur la vague pour servir un intérêt qui n'était pas toujours général, d'autres y ont saisi les moyens de faire avancer leurs idées et leurs passions, animés par la fougue de la sincérité.

Un fois éteints les lampions factices de Rio, le temps est venu — il me semble — d'une maturation plus profonde de ces tourbillons d'idées. Bien que formellement assez peu opératoire, la problématique du développement durable résume bien les enjeux de la réflexion sur les rapports de l'activité humaine à l'environnement et la santé.

Curieusement il ne semble pas que les effluents radioactifs des installations nucléaires aient fait en France l'objet d'une mobilisation particulière. On a connu dans le passé quelques tensions avec des pays frontaliers, au sujet de normes de rejets réputées trop laxistes. On a vu fleurir récemment des polémiques autour des rejets de certains centres nucléaires de la vallée du Rhône, dont ont pu s'émouvoir quelques riziculteurs abusés. Mais le paysage est resté plutôt calme et les contestations n'ont que rarement dépassé le stade local.

Fallait-il pour autant que je me désintéresse de la question ?

Assurément pas... Ç'aurait été faire fi du devoir d'information et de transparence que je m'impose depuis plusieurs années dans ce domaine du « contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires ». Il valait peut-être mieux, justement, réfléchir à

froid, hors de la pression d'événements, incidents ou accidents éventuels toujours susceptibles d'égarer les sens et de brouiller le jugement.

Au demeurant je ne crois pas avoir épuisé la matière de mon sujet : hormis une visite à Marcoule, mes investigations ont surtout porté cette année sur les effluents des centrales électronucléaires. Les centres du CEA et les installations du cycle du combustible (aval et amont) seront peut-être sur la liste une prochaine fois... Je ne me suis pas non plus intéressé aux situations accidentelles.

Les effluents radioactifs sont une conséquence inévitable et inéluctable de la production d'électricité nucléaire ou des activités nucléaires en général, et leur impact potentiel sur l'environnement et la santé justifie un encadrement juridique rigoureux. L'exploitant a accompli ces dernières années des progrès remarquables, qui n'empêchent pas cependant la persistance d'interrogations ou de polémiques.

A. LES EFFLUENTS RADIOACTIFS SOUS LA TUTELLE DES AUTORITES

1. LES EFFLUENTS RADIOACTIFS DES CENTRALES : POURQUOI ET COMMENT ?

1.1 Origine et nature des effluents (radioactifs et classiques)

Il n'existe pas d'activité humaine qui ne génère de déchets, sous quelque forme physique que ce soit. La proclamation d'une société sans déchets ne relève que de la supercherie et de la démagogie. Je crois que les illusions qu'avaient pu nourrir certains de nos concitoyens se sont dissipées désormais. Les activités nucléaires n'échappent pas à cette règle commune.

1.1.1 Les radionucléides présents dans les effluents radioactifs

Très schématiquement la contamination des effluents radioactifs est due essentiellement au fluide primaire et, dans une moindre mesure, aux fluides du circuit secondaire. Ceux-ci ne sont contaminés qu'en cas de fuites des générateurs de vapeur. Le fluide caloporteur du circuit primaire véhicule des radionucléides formés par activation neutronique ou des produits de fission sortis des gaines d'éléments combustibles :

- produits de fission : les principaux représentants sont le tritium, le césium 137 ou 134, le krypton 85, l'iode 131 et 133, le strontium 90, le xénon 133 et le zirconium 95 ; leur présence dans le fluide primaire résulte des défauts de gainage (fissures) des éléments combustibles ;
- produits d'activation : ils proviennent de l'activation des produits contenus dans le fluide caloporteur lui-même (oxygène, bore, lithium) ou des corps qu'il véhicule (produits de corrosion, produits d'érosion...) ; les principaux produits d'activation sont le cobalt 58 et 60, le manganèse 54, le chrome 51 et le fer 59 ; mention spéciale doit être faite de l'argent 110, manifestation de l'usure des grappes de contrôle.

Ces radionucléides, qui peuvent être gazeux, liquides ou solides, sont entraînés par l'eau primaire sous forme dissoute ou sous forme de particules en suspension. Ils restent confinés dans le circuit primaire. Par ailleurs, on peut mentionner également l'activation de l'air de refroidissement de la cuve ⁽¹⁾. Par activation neutronique et réactions nucléaires ultérieures, le bore (sous forme d'acide borique) et le lithium (présent sous forme de lithine : LiOH) contribuent à la formation de tritium.

La présence d'émetteurs α dans le fluide primaire ne peut provenir que de ruptures de gaine importantes. En fait les produits de fission ⁽²⁾ trouvés dans le fluide primaire sont un indicateur de l'importance des défauts de gainage du combustible :

- si une gaine recèle une petite fissure en partie haute, on trouvera dans le fluide des produits de fission gazeux dissous ;
- si la gaine recèle une petite fissure en milieu de crayon, on trouvera de l'iode ; en effet les variations de pression dues aux variations de puissance demandées au réacteur font que l'eau vient lécher périodiquement la surface du combustible ;
- si la gaine subit une rupture importante, on trouvera dans le fluide primaire des transuraniens (neptunium, plutonium...).

EDF surveille donc avec une attention particulière l'état du combustible (Département Combustibles nucléaires). L'entreprise a adopté une politique de « fluide primaire propre », qui repose sur un fonctionnement sans rupture de gaine. EDF a été amenée à rédiger et mettre en oeuvre des procédures d'exploitation destinées à prévenir, détecter et remédier aussitôt que possible à d'éventuelles ruptures de gaine.

Les seuls incidents ayant entraîné des rejets d'émetteurs α dans le coeur d'un réacteur se sont produits à Bugey. Une configuration spéciale des structures internes de la cuve entraînait un phénomène dit « de jet de baffle » par lequel la circulation de l'eau primaire dans la cuve provoquait une usure particulièrement forte et imprévue du combustible.

Une autre éventualité d'apparition des émetteurs α dans les fluides gérés par une centrale est la défaillance d'une gaine dans les piscines à combustible, défaillance qui n'est par définition pas détectable dans le circuit primaire.

1.1.2 Les corps chimiques associés aux effluents radioactifs

Il me paraît nécessaire de ne pas passer sous silence cet aspect des rejets d'une centrale nucléaire, bien qu'ils sortent du cadre strict de mes investigations. Une vision globale est toujours utile. Les origines de ces effluents sont très variées :

- les effluents provenant des bâtiments nucléaires : ils contiennent essentiellement les produits de conditionnement de l'eau primaire (lithine) ainsi que l'acide

¹ Voir dossier d'enquête publique pour les autorisations de rejets de la centrale de Chooz-B (Ardennes).

² Le tritium est à la fois un produit d'activation et un produit de fission.

borique utilisé pour la maîtrise de la réaction nucléaire ; toutes les dispositions sont prises pour recycler cet acide et en limiter les rejets ;

- les effluents provenant de la salle des machines : il s'agit de fuites ou de vidanges de capacités du circuit secondaire ; ces effluents ne sont normalement pas radioactifs mais peuvent le devenir légèrement en cas de fuite sur les générateurs de vapeur entre circuit primaire et circuit secondaire ; ils contiennent essentiellement les produits de conditionnement anti-corrosion du circuit secondaire (hydrazine et morpholine utilisées à faible concentration) ; la destruction rapide de l'hydrazine en présence d'oxygène (air ou eau) donne de l'eau, de l'azote et de l'ammoniaque ;
- les effluents de décontamination de matériels : ils contiennent notamment de l'acide oxalique et des phosphates ; les substances chimiques utilisées en centrale ne contiennent plus d'EDTA ;
- les lessives : ce sont des produits commerciaux utilisés dans les laveries ainsi que pour le lavage des sols des locaux contaminables ;
- les vidanges exceptionnelles de certains circuits contaminables : il s'agit notamment du circuit de réfrigération intermédiaire pour les auxiliaires de la chaudière nucléaire ; ces vidanges (assez rares) conduisent à des rejets de phosphates.

Indépendamment de tout effluent radioactif, les centrales nucléaires rejettent également des produits chimiques, dont le contrôle relève de la réglementation des installations classées et des textes régissant la gestion et la protection des eaux. Les valeurs des autorisations en matière de rejets chimiques spécifiques à chaque site ont été respectées sur l'ensemble du parc en 1993. Cependant le site de Nogent a rencontré cette année encore des difficultés à respecter la limite de rejet de sulfate. Ces rejets résultent des traitements nécessaires pour éviter l'entartrage des aéroréfrigérants. Les difficultés ont conduit la centrale à réaliser quelque 150 GWh de baisse de charge, soit 420 GWh au total depuis 1990. EDF a entamé une procédure tendant à modifier l'arrêté préfectoral de 1987 fixant les limites de rejets autorisés.

1.2 La production et le devenir des effluents

Le circuit primaire est normalement étanche. Il est d'ailleurs présenté comme la seconde barrière de confinement des matières radioactives (après la gaine du combustible et avant l'enceinte de confinement). Il s'agit pourtant d'une barrière un peu « poreuse » ! des facteurs volontaires et involontaires amènent certaines quantités d'eau à s'échapper du circuit primaire.

1.2.1 *Quand un réacteur produit-il des effluents ?*

En marche normale, on constate en permanence des fuites sur le circuit primaire. Il ne faut pas oublier que ce circuit est truffé de tuyauteries, de piquages destinés à prélever des échantillons ou faire passer des sondes de mesures. De même il existe une multitude

de robinets et vannes destinés à raccorder et isoler les circuits auxiliaires qui sont susceptibles d'être utilisés à des phases différentes dans le cycle de fonctionnement.

La limite réglementaire fixée par les autorités pour les fuites primaires est de 230 litres par heure. Les fuites « normales » sont de l'ordre de 50 litres par heure. Les règles d'exploitation et les dispositifs matériels autorisent un recyclage maximal des effluents produits par ces fuites.

Cependant l'accumulation du tritium au cours du cycle de fonctionnement oblige périodiquement l'exploitant à procéder au renouvellement d'une partie de l'eau du circuit primaire. L'objectif est de stabiliser la concentration en tritium de façon à faciliter les interventions ultérieures sur le réacteur et la gestion des mouvements d'eau lors des phases d'arrêt. Les volumes d'eau primaire évacués à cette occasion sont à placer au rang des effluents.

La majeure partie des effluents est cependant produite lors des phases d'arrêt et de redémarrage ainsi que lors de certaines opérations d'entretien. Ces phases nécessitent en effet des mouvements d'eau primaire et des connexions de circuits inutilisés lors du fonctionnement. Rappelons que le circuit primaire contient environ 400 tonnes d'eau lorsque celle-ci est à la température de 300°C.

Les réacteurs français fonctionnent en général en suivi de charge. Cela signifie que la puissance électrique qu'ils fournissent au réseau varie en fonction des besoins nationaux, répercutés sur les différentes centrales par les centres de répartition. En conséquence la puissance thermique dans la cuve varie également, donc la température et la pression de l'eau primaire. Or les lois de la thermodynamique impliquent que varie également le volume de cette eau primaire. Un réservoir spécial, qui recueille également l'eau primaire lors des phases d'arrêt, permet d'accueillir provisoirement les volumes d'eau lors des transitoires de fonctionnement.

Les effluents liquides sont répartis en deux catégories :

- les effluents hydrogénés : ils proviennent des fuites et purges d'eau primaire non aérée³⁾ et des mouvements d'eau effectués sur le circuit primaire ; ces effluents réutilisables sont acheminés vers le circuit de traitement des effluents primaires ;
- les effluents aérés, non réutilisables : ils sont dirigés vers le circuit de traitement des effluents usés, et on y distingue :
 - les effluents actifs et chimiquement propres : ce sont les drains résiduaux, qui proviennent essentiellement des collectes d'eau primaire et des vidanges des matériels ;

³⁾ En fonctionnement l'eau du circuit primaire est saturée en hydrogène pour contribuer à diminuer la corrosion. Cet hydrogène est destiné à inhiber l'oxygène libre formé par radiolyse de l'eau (c'est-à-dire la décomposition de l'eau sous l'effet des rayonnements), qui est un produit fortement corrosif.

- les effluents actifs et chimiquement pollués ; ils proviennent essentiellement de l'atelier de décontamination ;
- les effluents susceptibles d'être contaminés : ce sont les drains de plancher issus des purges de circuits, des fuites non collectées et des eaux de lavage des sols (hors bâtiment réacteur) ; ce sont aussi les effluents de servitudes (eaux contenant des détergents et provenant de la laverie, des lavabos et des douches) ; enfin on y trouve les effluents du circuit secondaire.

Les effluents gazeux sont également divisés en deux catégories :

- les effluents gazeux hydrogénés : ils proviennent du dégazage des effluents primaires et du balayage des réservoirs à matelas gazeux contenant de l'eau primaire non aérée ; ces effluents contiennent de l'hydrogène, de l'azote et des produits de fission gazeux (iode, krypton, xénon...) ;
- les effluents gazeux aérés provenant de la collecte des événements des circuits de traitement et des réservoirs recueillant les effluents liquides usés ; cette collecte est effectuée par des circuits de ventilation ; par ailleurs la ventilation de l'îlot nucléaire (en particulier le bâtiment réacteur) permet de maintenir ces locaux en légère dépression et constitue, en volume, l'essentiel des rejets gazeux.

1.2.2 Le traitement et le rejet des effluents

1. **Les effluents gazeux.** Tous les effluents radioactifs gazeux hydrogénés ou aérés de chaque tranche ainsi que l'air des circuits de ventilation des locaux contaminables sont épurés par des installations de filtration équipées de filtres à haute efficacité. Ces filtres ont généralement un facteur de décontamination supérieur à 1000 pour les particules de diamètre supérieur à $0,3 \mu\text{m}$. Ils éliminent donc la quasi totalité des aérosols. Ils sont complétés selon les circuits par des pièges à iode constitués de filtres à charbon actif, dont le facteur de décontamination est supérieur à 10 ou à 100 selon les besoins propres des circuits, pour toutes les formes d'iode.

Les effluents issus de ce circuit de traitement sont rassemblés par un collecteur général vers un réservoir tampon. Cette capacité de stockage intermédiaire est reliée à des compresseurs qui refoulent les gaz comprimés dans l'un des cinq réservoirs de stockage réglementaires, appelés RS 1 à 5. Ces réservoirs sont situés dans le BAN (Bâtiment des Auxiliaires nucléaires) de chaque réacteur.

Le stockage est effectué sous une pression absolue de 12,5 bars pendant une durée de 30 jours minimum afin de profiter notamment de la décroissance radioactive des éléments à vie courte. Le xénon 133, qui représente environ 70% de l'activité stockée dans ces réservoirs, a une durée de demi-vie égale à 5 jours environ.

En revanche les effluents gazeux aérés ne sont pas stockés. Dans tous les cas le rejet s'effectue par la cheminée du BAN, à 80 m au-dessus du sol. Cette cheminée rejette en permanence l'air de ventilation des différents bâtiments. Les débits sont tels qu'une dilution importante est assurée dans la cheminée elle même.

2. Les effluents liquides. Le circuit de traitement des effluents primaires est généralement propre à chaque tranche, dans une centrale qui en comporte deux. Il est exclusivement affecté au stockage, au traitement et au contrôle des effluents primaires. Il comporte généralement un filtre de maille $5 \mu\text{m}$ (efficacité = 98%), un déminéraliseur (résine échangeuse d'ions, dont le facteur de déminéralisation est supérieur à 10), un filtre destiné à recueillir les fines de résines, et un déminéraliseur destiné à récupérer le bore. L'eau issue de ce circuit est de même qualité que l'eau primaire, et l'on récupère par ailleurs une solution concentrée d'acide borique, susceptible d'être réutilisée dans le circuit primaire.

Le circuit de traitement des effluents usés est généralement commun à deux tranches. Il collecte les effluents recueillis par le circuit des purges et événements et par le circuit des effluents liquides de site. Il lui est également possible de traiter les effluents actifs provenant du circuit de traitement des effluents primaires ou des réservoirs de secours (dits « de santé »). Il comporte un filtre de maille $5 \mu\text{m}$ (efficacité = 98%), un déminéraliseur pour traiter les drains résiduels, dont le facteur de décontamination est typiquement supérieur à 100, et un évaporateur pour les effluents chimiques, dont le facteur de décontamination est de l'ordre de 1000.

Les filtres, les concentrats et les résines qui retiennent la plus grande partie de l'activité des effluents sont évacués de la centrale sous forme de déchets solides. L'eau décontaminée est dirigée vers des réservoirs de stockage et de contrôle.

Ces réservoirs font partie des installations communes à plusieurs tranches (généralement deux). Ils sont organisés en trois circuits distincts :

- 3 ou 4 réservoirs « T »⁽⁴⁾ de capacité unitaire égale à 750 m^3 : ils sont installés en aval des circuits de traitement des effluents liquides ; ils sont l'exutoire normal des rejets radioactifs de la centrale ;
- 2 ou 3 réservoirs « Ex » de capacité unitaire égale à 750 m^3 : ils reçoivent toutes les eaux recueillies en salle des machines, en vue d'un contrôle avant rejet ;
- 3 réservoirs de santé « S » d'une capacité unitaire égale à 750 m^3 : ils doivent rester toujours disponibles en secours ; leur utilisation n'est possible qu'après accord de l'OPRI.

Tous ces réservoirs sont connectés aux canalisations terminales qui dirigent les effluents vers les ouvrages de rejet, dans le fleuve ou en mer. Cependant ils sont également interconnectés, afin d'obtenir des garanties complémentaires :

- les réservoirs Ex et S sont connectables sur les installations de traitement placées en amont des réservoirs T (possibilité d'effectuer des traitements complémentaires si la qualité de leurs effluents est insatisfaisante) ;
- les réservoirs Ex et T sont connectables en cas de besoin sur les réservoirs S.

⁴ Selon la puissance des tranches : 3 réservoirs pour 2 tranches de 1300 MW, mais 4 réservoirs sur les 2 tranches 1450 MW de Chooz-B.

Les effluents sont ensuite mélangés aux eaux de refroidissement du réacteur afin de garantir une dilution d'un facteur 500 au minimum (1000 typiquement). L'ensemble est dirigé vers l'ouvrage de rejet pour les eaux de refroidissement.

1.2.3 En définitive, quels sont les rejets radioactifs ?

La réponse à cette question n'est pas simple. Le niveau des rejets dépend en effet de la nature du réacteur (palier), de son âge, de son histoire, des conditions prévalant dans l'environnement à un moment donné... D'ailleurs je présenterai plus bas dans le détail les performances globales réalisées par l'exploitant.

Je préfère donner ici les indications fournies par EDF dans le dossier d'enquête publique pour l'autorisation des rejets d'effluents liquides et gazeux de Chooz-B. J'ai bien conscience qu'il s'agit là d'un exercice d'école puisque cette centrale abritera les premiers exemplaires d'un nouveau modèle de réacteur, le N4. Il est donc difficile de parler rigoureusement de rejets, puisque en l'occurrence il s'agit plutôt de prévisions de rejets...

1. Hypothèses relatives au fonctionnement de la tranche. Dans un réseau électrique interconnecté, il doit y avoir à chaque instant équilibre entre la production et la consommation d'électricité. Pour obtenir cet équilibre, les centrales électriques peuvent être exploitées selon deux modes, en « base » ou en « suivi de charge ». Quel que soit le mode d'exploitation les transitoires sont identiques : 2 arrêts à chaud avec redémarrage 8 heures après l'arrêt ; 2 arrêts à chaud avec redémarrage 90 heures après l'arrêt ; 2 arrêts à froid de 8 jours ; 1 arrêt à froid de 36 jours pour rechargement.

Pour le fonctionnement en base, le réacteur est maintenu à puissance constante. La tranche est supposée fonctionner à la puissance thermique maximale. La puissance thermique cédée au circuit secondaire est égale à 4270 MW pendant 273 jours.

Pour le fonctionnement en suivi de charge journalier, la puissance du réacteur varie. On peut décomposer comme suit le cycle de la charge de combustible présente en réacteur :

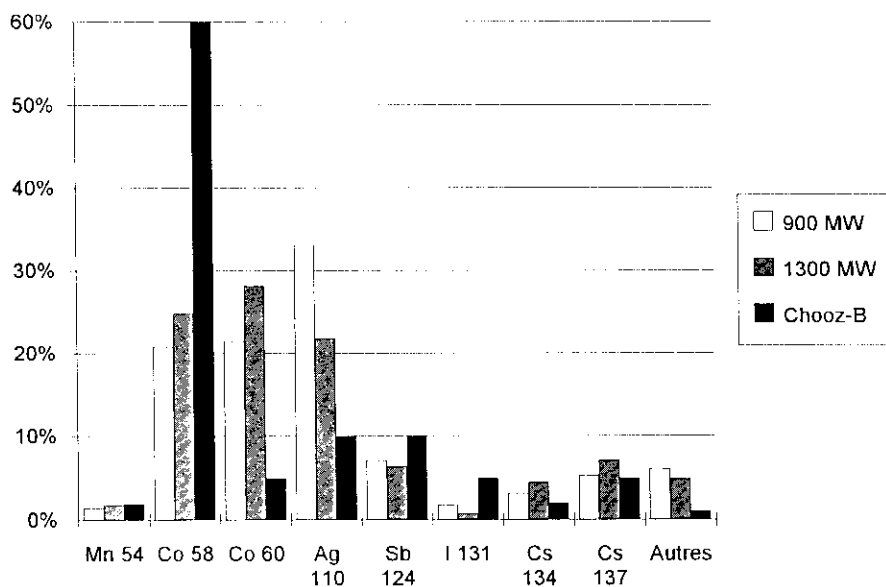
- pendant environ 222 jours, soit 60% de la durée du cycle : fonctionnement en suivi de charge journalier avec une palier de 8 heures à puissance réduite (30%), un palier de 15 heures à forte puissance (95%), séparés par des phases de 30 mn pour passer d'un palier à un autre ;
- lorsque le précédent suivi de charge n'est plus possible, la tranche fonctionne en base avec la puissance maximale.

2. Estimation des rejets de la centrale. A partir des hypothèses ci-dessus il est possible de calculer : 1/ l'activité massique de l'eau primaire dans la chaudière nucléaire, et notamment son évolution tout au long du cycle de fonctionnement et durant les transitoires ; 2/ les masses d'eau primaire issues du circuit primaire et des auxiliaires, aussi bien en fonctionnement normal qu'à l'arrêt (renouvellements d'eau, fuites et vidanges).

Après traitement et stockage, les activités volumiques moyennes ajoutées par les effluents au milieu récepteur au point de rejet sont estimées en considérant le débit moyen du fleuve. Elles sont égales à 0,24 Bq/l pour les radioéléments autres que le tritium, et 17,7 Bq/l pour le tritium.

3. La composition du cocktail des radioéléments. Celle qui est fournie dans l'étude d'impact de Chooz-B est sensiblement différente de celle observée sur les centrales en fonctionnement actuellement.

*Composition du cocktail de radioéléments dans les effluents liquides
(en % de l'activité totale)*



Source 900 MW et 1300 MW : EDF Production Transport, Rapport Environnement 1993
Source Chooz-B : dossier soumis à enquête publique (notice explicative)

Cette différence est due d'abord à la présence d'Ag¹¹⁰ dans les rejets des centrales en activité. Rappelons que la présence d'Ag¹¹⁰ dans le circuit primaire et les effluents est due au percement des gaines des barres de contrôle. Sur le palier 900 MW, l'argent est utilisé dans la partie absorbante des grappes de contrôle, qui est formée d'un alliage dans lequel il entre à hauteur de 80%. Après percement de la gaine en acier inoxydable, une dissolution de l'argent peut se produire lorsque les conditions physico-chimiques le permettent. La quantité libérée dans l'eau primaire peut aller de quelques dizaines à quelques centaines de grammes. Le palier 1300 MW est moins affecté par ce phénomène bien que l'usure des grappes soit également observée. La différence de comportement s'explique par la quantité d'argent deux fois moins élevée et par un gainage deux fois plus épais. Par ailleurs les critères de rebut des grappes sont différents.

Il est donc normal que l'on ne puisse observer d'Ag¹¹⁰ dans les premiers effluents de Chooz-B. Mais les documents soumis à enquête publique devraient mentionner cette évolution quasi certaine dans la nature des effluents que la centrale rejettera à l'avenir.

C'est peut-être également pour cette raison que la proportion entre le Co⁵⁸ et le Co⁶⁰ est différente pour Chooz-B et pour les 900 et 1300 MW. Ceci peut éventuellement avoir une influence sur l'estimation des doses reçues par la population, car la période du Co⁵⁸ n'est que de 70,7 jours alors que celle du Co⁶⁰ est de 5,2 ans. Il faut rappeler que la limite annuelle d'ingestion du Co⁶⁰ est environ 10 fois inférieure à celle du Co⁵⁸.

La nouveauté du palier N4 est-elle si importante qu'elle justifie de telles différences entre les chiffres présentés à l'enquête publique et les chiffres effectivement relevés sur les paliers antérieurs (au demeurant assez homogènes) ?

Si, comme je le relevais l'an dernier, le contenu du dossier d'enquête publique reste peut-être trop largement à la discrétion de l'exploitant, la réalisation des rejets est sévèrement encadrée par l'autorité réglementaire.

2. UN ENCADREMENT REGLEMENTAIRE TRES STRICT

2.1 Les fondements juridiques

Le cadre juridique des conditions dans lesquelles l'exploitant d'une installation nucléaire peut procéder à des rejets radioactifs est actuellement déterminé par deux décrets publiés en 1974, et leurs arrêtés d'application :

- le décret n° 74-945 du 6 novembre 1974 *"relatif aux rejets d'effluents radioactifs gazeux provenant d'installations nucléaires de base et des installations nucléaires implantées sur le même site"*, modifié par le décret n° 85-449 du 23 avril 1985 ;
- le décret n° 74-1181 du 31 décembre 1974 *"relatif aux rejets d'effluents radioactifs liquides provenant d'installations nucléaires"*.

Ces deux décrets sont pris sur le fondement des « lois originelles » en matière de protection des populations contre les dangers des rayonnements, à savoir la loi n° 61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre la pollution atmosphérique et la loi n° 64-1245 du 16 décembre 1964 relative à la lutte contre la pollution des eaux ⁽⁵⁾.

2.2 La procédure de délivrance de l'autorisation de rejets

2.2.1 Le régime des décrets de 1974

Les régimes juridiques des rejets liquides et gazeux sont très proches. Les décrets posent le principe de leur autorisation préalable ; les rejets liquides dans les eaux souterraines sont interdits. Le champ d'application des décrets concerne les installations

⁵ La loi n° 92-3 du 3 janvier 1992 sur l'eau a introduit un nouveau régime d'autorisation, qui prendra effet au 4 janvier 1995. Les conséquences sur la procédure d'autorisation sont décrites ci-dessous (point 2.2.2).

nucléaires de base et les installations nucléaires situées sur le même site. La procédure d'autorisation qu'ils mettent en place n'est pas marquée du sceau de la simplicité.

1. Afin de préparer l'instruction de la demande d'autorisation, l'exploitant doit adresser aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, au plus tard lors de la demande d'autorisation de création de l'INB, des études préliminaires (liquides et gaz) qui comportent l'indication de la nature, de l'importance et des modalités des rejets liés au fonctionnement normal de l'installation nucléaire ainsi que toutes informations disponibles concernant les autres rejets d'effluents radioactifs existants ou prévus.

Chez EDF le dossier de demande d'autorisation est préparé par le Centre national d'Équipement nucléaire, unité de la Direction de l'Équipement. Il est examiné par le DSRE (Département Sécurité Radioprotection Environnement, unité de l'Exploitation du Parc nucléaire) et les services de la centrale concernée. Il est également examiné, du point de vue juridique, par le Service Industrie Développement Environnement (Département juridique) placé au sein de la Direction de l'Équipement. Ce service est chargé d'effectuer les démarches administratives nécessaires à l'obtention de l'autorisation.

2. Après avoir fait compléter éventuellement les études préliminaires, les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie les transmettent aux autres ministres concernés, en particulier au ministre chargé de la santé, qui recueille l'avis de l'OPRI.

L'IPSN conduit pour le compte de la DSIN une instruction technique des dossiers présentés par l'exploitant à l'appui de ses demandes. Deux départements de l'IPSN contribuent à l'évaluation de ces dossiers : le Département d'Évaluation de Sûreté pour ce qui concerne l'aspect dit « technique », le Département de Protection de l'Homme et de Dosimétrie pour ce qui concerne l'aspect sanitaire, évoqué dans la partie B.2. La synthèse de l'avis est soumise à la signature du directeur de l'IPSN.

Par « aspect technique » il faut entendre l'ensemble des caractéristiques de l'installation nucléaire qui contribuent à l'évaluation des rejets (on parle aussi de « terme source ») hors de celle-ci. L'évaluation doit donc prendre en compte les différentes hypothèses de transfert de radioactivité à l'intérieur de l'installation selon tous les chemins possibles. Ceci conduit à examiner d'une part l'étanchéité des barrières, d'autre part l'efficacité des systèmes de collecte, de traitement et de stockage dans toutes les configurations de fonctionnement normal de l'installation.

Les différentes hypothèses avancées par l'exploitant sont analysées. A hypothèses données, les calculs sont vérifiés. Les moyens de contrôle et de mesure des rejets sont particulièrement étudiés.

Ces analyses doivent bien sûr être cohérentes avec l'analyse des rapports de sûreté, examinés dans le cadre d'une procédure distincte mais souvent contemporaine. Toutefois, à la différence de la démarche adoptée dans l'analyse de la conception d'une installation, où l'on prend des hypothèses pessimistes de manière à dimensionner les systèmes et dégager des marges de sûreté, on s'assure ici au contraire que les limites de rejet soumises à autorisation ne sont pas exagérément conservatives. Même si les

conséquences sanitaires sont négligeables, on veille à ce que l'exploitant ne s'autorise pas de marge inconsiderée, en sous-estimant par exemple les performances des systèmes de traitement.

Il s'agit en quelque sorte de vérifier que le principe d'optimisation est correctement appliqué par les exploitants.

3. Au vu des observations formulées par l'OPRI et les autres ministres concernés, les ministres de l'environnement et de l'industrie se prononcent sur la prise en considération des études préliminaires. Dès lors les paramètres techniques du projet sont quasiment bouclés.

4. L'exploitant peut ensuite déposer ses demandes d'autorisation, accompagnées des études définitives, au plus tard un an avant les premiers rejets de l'installation (arrêté du 10 août 1976). Ces documents sont adressés aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie. Ceux-ci transmettent la demande aux ministres concernés, en particulier au ministre chargé de la santé, qui recueille à nouveau l'avis de l'OPRI.

5. Le dossier de demande, complété de l'avis de l'OPRI, une note explicative et une étude d'impact, est transmis au préfet du département concerné pour examen sur le plan local. A cet effet le préfet convoque une conférence administrative et ouvre une enquête publique. Les INBS sont dispensées d'enquête publique pour les rejets gazeux.

6. Par ailleurs l'article 37 du traité EURATOM dispose que *"chaque État membre est tenu de fournir à la Commission les données générales de tout projet de rejet d'effluents radioactifs sous n'importe quelle forme, permettant de déterminer si la mise en oeuvre de ce projet est susceptible d'entraîner une contamination radioactive des eaux, du sol ou de l'espace aérien d'un autre État membre. La Commission, après consultation du groupe d'experts visé à l'article 31, émet son avis dans un délai de 6 mois."*

7. Enfin l'autorisation est accordée par arrêté conjoint des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, du ministre chargé de la santé et, dans le cas de rejets d'effluents liquides en bord de mer, du ministre chargé de la mer.

Deux arrêtés identiques du 10 août 1976 définissent les conditions dans lesquelles doivent être effectuées les études préliminaires pour les rejets liquides et gazeux. Un autre arrêté du 10 août 1976 définit les conditions de l'enquête publique pour la demande de rejets gazeux ; en effet l'enquête publique pour les rejets liquides était déjà « couverte » par un décret antérieur plus général (application de la loi sur l'eau de 1964).

2.2.2 Indications sur le régime futur des autorisations

L'économie générale de la procédure ne devrait pas être radicalement modifiée. En vertu des articles 8, 9 et 10 de la loi sur l'eau du 3 janvier 1992, les règles générales de préservation de la qualité de l'eau au regard des rejets radioactifs qui pourraient y être pratiqués seront définies par décret en Conseil d'État.

Les rejets d'effluents radioactifs liquides restent soumis à autorisation, mais semble-t-il cette procédure ne concerne plus que les installations nucléaires de base et non toutes les installations nucléaires.

Les informations dont j'ai pu disposer à l'heure actuelle semblent indiquer que l'on se dirige vers un regroupement des procédures relatives aux rejets d'effluents gazeux et liquides et aux rejets et prises d'eau. Le projet de décret en cours d'élaboration englobe dans une démarche générale des dispositions qui relevaient jusqu'alors d'INB et d'ICPE. Cependant l'organisation générale de la procédure ne devrait pas être bouleversée.

2.3 Le contenu des autorisations

L'encadrement juridique des autorisations de rejet est très strict et sévère. Il ne se réduit pas aux limites de rejets autorisées.

Sauf dispositions contraires de l'arrêté d'autorisation, les conditions prévues dans l'autorisation sont fixées pour une durée de 3 ans extensible par tacite consentement de l'autorité réglementaire. Toute modification requiert un préavis de 1 an. En revanche le ministre ne perd pas son droit de prendre d'office, en cas d'urgence, toutes mesures exécutoires destinées à faire cesser un trouble éventuel et assurer la sécurité. Ces mesures peuvent aller jusqu'à la fermeture de l'installation (cf décret de 1963, article 13).

Les autorisations s'articulent autour de trois composantes : les limites de rejets autorisés, les modalités d'exécution de ces rejets, les modalités de contrôle radiologique. Leur dispositif général découle de deux arrêtés du 10 août 1976 *"relatifs aux règles générales applicables à la fixation des limites et modalités de rejet des effluents radioactifs [gazeux ou liquides] provenant des installations nucléaires, choix des mesures de surveillance de leur environnement et modalités de leur contrôle par le service central de protection contre les rayonnements ionisants"*.

2.3.1 Les limites de rejets autorisés

Ces deux arrêtés fixent quelques prescriptions générales relatives aux limites :

- les limites sont fixées au cas par cas ou par type d'installation en considérant l'exposition des populations concernées de manière à respecter les dispositions des articles 6 et 9 du décret n° 66-450 du 20 juin 1966 relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants ; chose surprenante, l'article 9 fait référence aux limites de dose reçues par les *travailleurs* et non par le public ; cette erreur manifeste de la réglementation est cependant contrebalancée par les dispositions concernant l'exposition à des sources multiples d'effluents, l'ensemble étant ainsi peu cohérent ;
- les limites de rejets autorisés sont définies en activités cumulées annuelles pour l'année civile, soit pour certains radionucléides, soit en activité équivalente globale, soit en activité totale des gaz et aérosols ou en activité totale (pour les liquides), compte tenu de la composition des effluents précisée dans la demande d'autorisation ;

- la réglementation prévoit la possibilité d'adapter les modalités de ces rejets en fonction des caractéristiques locales de sites concernés ; elle pose également le principe de la définition de valeurs maximales pour les activités volumiques ajoutées après dilution dans le milieu récepteur ;
- enfin l'arrêté d'autorisation peut prévoir de distinguer entre les modalités de rejets en conditions moyennes de fonctionnement et les modalités de rejets en conditions particulières de fonctionnement ; celles-ci ne sont applicables que dans des circonstances définies par l'OPRI.

Deux autres arrêtés de 1976 fixent des valeurs précises de rejets pour les centrales électronucléaires à eau légère de 3000 MW thermiques. Dans les faits les arrêtés individuels d'autorisation ont fixé des valeurs numériques inférieures, en moyenne.

Limites annuelles de rejets autorisés

TYPE DE REJET	Arrêtés 10/08/76 (900 MW)	Arrêtés standard 900 MW	Arrêtés standard 1300 MW
Gaz	3000 TBq	575 TBq	825 TBq
Halogènes et aérosols	180 GBq	18,75 GBq	27,5 GBq
Liquides tritium	74 TBq	27,5 TBq	40 TBq
Liquides hors tritium ⁽¹⁾	1480 GBq	370 GBq	550 GBq

(1) et hors potassium 40 et radium

On constate que l'autorité réglementaire a déjà réduit de façon significative les valeurs des rejets autorisés entre l'arrêté fondamental de 1976 et les arrêtés standardisés adoptés par la suite pour chaque centrale. Sont interdits tous rejets liquides de radium 226 et 228 ainsi que les émetteurs α ⁽⁶⁾. Par ailleurs la réglementation fixe également des limites d'activité volumique ajoutée après dilution au milieu récepteur :

- fleuve : 0,74 Bq/l en radioéléments hors tritium, 74 Bq/l en tritium (valeur moyenne quotidienne) ⁽⁷⁾ ;
- canal marin (ou à partir d'un rayon de 500 m comptés depuis le point de rejet en cas d'évacuation en mer par canalisation) : 7,4 Bq/l en radioéléments hors tritium, 740 Bq/l en tritium (valeur moyenne quotidienne) ;
- atmosphère ambiante : 740 Bq/m³ pour les gaz (activité γ totale), 7,4 mBq/m³ pour les aérosols (activité β totale) (valeur moyenne hebdomadaire calculée après dispersion au niveau du sol, au-delà d'une zone de 1000 m autour de la cheminée de rejet).

⁶ Cette dernière disposition est incluse dans les arrêtés spécifiques à chaque centrale. Le représentant de l'exploitant doit, sous sa signature, garantir l'absence d'émetteurs α dans les rejets normaux effectués au cours du mois. Notons que les anciens registres fournis par l'ex-SCPRI à l'exploitant comportaient des colonnes relatives aux activités α rejetées. Le DSRE m'a fourni une page plus récente où ces colonnes ont été remplacées par une case en bas de page portant les mentions : "Émetteurs α : il a été vérifié dans chaque cas par une analyse spécifique qu'aucun des rejets ci-dessus, effectués au cours du présent mois, ne comportait d'émetteurs α . Le responsable chargé de la radioprotection. Signature :".

⁷ Possibilité de dépasser cette limite avec l'accord de l'OPRI, dans des circonstances déterminées.

Enfin pour les fleuves, et indépendamment de tout autre facteur limitant, l'augmentation d'activité volumique consécutive au fonctionnement de l'ensemble des centrales nucléaires de puissance d'un bassin ne doit en aucun point de ce bassin dépasser en valeur moyenne trimestrielle :

- 3,7 Bq/l pour l'ensemble des radioéléments autres que le tritium (le potassium et le radium étant exclus) ;
- 1480 Bq/l pour le tritium.

Au vu de ces dispositions inscrites dans notre réglementation depuis bientôt 20 ans, je suis stupéfait d'avoir entendu si souvent des écologistes patentés réclamer à corps et à cris que les limites réglementaires soient fixées par bassin pour les centrales situées au bord des fleuves, et non individuellement. Il faut donc croire qu'ils n'ont jamais ouvert les recueils de textes réglementaires concernant la radioprotection puisqu'une telle disposition y est écrite noir sur blanc. Il est exact qu'elle ne concerne pas l'activité totale rejetée. Cependant, s'agissant de l'impact global des centrales sur la qualité de l'eau du bassin, la réglementation est parfaitement fondée à ne retenir qu'une condition tenant à la concentration maximale en activité ajoutée, valeur universelle valable pour tous les cours d'eau nationaux, plus pertinente du point de vue de l'hygiène publique.

Je ne peux m'empêcher de signaler que la réglementation française va bien au-delà de ces pseudo-revendications déjà satisfaites : les règles imposées aux installations nucléaires pour leurs rejets d'effluents ne peuvent avoir pour effet de déroger aux dispositions du décret de 1966 sur les principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants. Cette interdiction doit s'appliquer notamment aux limites maximales admissibles, compte des autres sources d'effluents radioactifs existants ou prévus. Cette disposition réglementaire est extrêmement sévère dans son principe puisqu'elle prend en compte l'ensemble des sources d'exposition artificielle par des effluents et qu'elle considère l'influence probable des aménagements nucléaires pas encore réalisés. Son objectif est de garantir qu'en aucun point du territoire national aucune personne ne soit soumise à une exposition excédant les limites générales.

Enfin, il faut rappeler que toutes ces limites ne doivent pas s'entendre comme des valeurs que l'on pourrait atteindre impunément sans s'attirer les foudres de l'autorité. Notre réglementation impose à l'exploitant le principe d'optimisation : *"les limites fixées dans l'arrêté d'autorisation ne représentent qu'un maximum en deçà duquel il y a lieu de maintenir l'activité volumique toujours aussi basse que possible"*.

2.3.2 Les conditions de rejets autorisés et le contrôle

Les valeurs numériques de limites de rejets sont complétées par un arsenal de dispositions tendant à maîtriser les conditions de ces rejets. Parmi elles, citons :

- l'interdiction de procéder à des rejets non contrôlés ou continus ;
- l'obligation de procéder à des stockages provisoires pour profiter de la décroissance radioactive ;

- l'obligation de disposer de capacités de réserve au cas où il serait impossible de procéder aux rejets envisagés (crues de fleuves par exemple) ;
- l'obligation de dilution des rejets ; elle peut se faire dans la cheminée pour les effluents gazeux (les débits sont spécifiés dans les arrêtés) ;
- l'interdiction de procéder à des rejets d'effluent liquides si le débit du fleuve est inférieur ou supérieur à des valeurs déterminées par l'OPRI ;

Pour ce qui est du contrôle, il n'est pas faux de dire que l'exploitant est soumis à un feu croisé d'exigences. Le chef d'établissement est, vis-à-vis de l'OPRI, le représentant de l'exploitant. Il doit contrôler les effluents de son installation avant tout rejet et transcrire les résultats des analyses sur des registres *ad hoc*. Il doit mettre en oeuvre des moyens de contrôle déterminés par l'OPRI, selon des procédures déterminées par l'OPRI. Il doit effectuer des analyses dans l'environnement, disposer d'au moins une personne qualifiée en radioanalyse, envoyer périodiquement des échantillons à l'OPRI, soumettre ses moyens d'analyse aux intercomparaisons que l'OPRI juge nécessaire.

Enfin les agents de l'OPRI peuvent faire des inspections à l'intérieur des centrales, en collaboration avec les services départementaux de santé publique. Je ne sais pas si cette possibilité ouverte par le règlement est souvent employée, mais elle représente un moyen de contrainte très puissant. M. DUTREIL, directeur par intérim du SCPRI puis de l'OPRI, m'avait fait part de son souhait de développer les contrôles sur place. Il serait intéressant que le bureau de radioprotection (nouvellement créé au sein de la DGS) et M. MASSE, président nommé de l'OPRI, reprennent cette idée à leur compte. L'autorité de radioprotection pourrait par exemple s'appuyer sur les services déconcentrés du Ministère de la Santé, au niveau départemental.

Pour les moyens techniques de contrôle, il convient de distinguer le contrôle des rejets du contrôle de l'environnement :

- les cheminées sont équipées de dispositifs de contrôle continu et d'alarme ; on y pratique des analyses périodiques ainsi que des analyses complémentaires à l'occasion des rejets concertés ;
- le contenu des réservoirs de stockage subit des analyses chimiques et radiologiques avant tout rejet ; les conditions de dilution sont contrôlées, une surveillance continue et automatique du rejet est effectuée pendant l'opération (arrêt automatique en cas de dépassement de valeurs limites pour l'activité) ;
- la surveillance de l'atmosphère repose sur la disponibilité de stations météo (connaissance des conditions de dispersion), 4 stations de mesure à 1 km (enregistrement de l'irradiation, prélèvements de poussières, recueil d'eau de pluie) et 4 stations à 5 km (irradiation) ;
- la surveillance de l'eau repose sur des contrôles de la nappe phréatique et la retransmission des données recueillies par une station de contrôle placée en aval du point de rejet, à une distance suffisamment importante pour que la dilution maximale soit réalisée (typiquement 1 km du point de rejet) ;

— la surveillance de l'irradiation fait appel à des balises γ placées dans les locaux, en périphérie de site, à 1000 m (4 stations, contrôle *a posteriori*) et à 5 km (4 radiamètres, dont les valeurs sont retransmises par radio vers la centrale).

On remarque dans l'économie générale de ces prescriptions, obligations et interdictions l'empreinte du SCPRI « ancienne manière » : un foisonnement réglementaire qui laisse peu d'initiative à l'exploitant, une philosophie juridique qui fait reposer sur l'autorité administrative l'intégralité du système de radioprotection. L'exploitant n'a plus qu'à exécuter servilement le rituel immuable de cette religion révéérée, inscrit dans les directives du SCPRI ⁽⁸⁾.

Or en matière de mesure et de contrôle l'exploitant met en oeuvre des moyens propres qui vont au-delà du simple respect des exigences réglementaires. Deux raisons à cette présence accrue sur le front de l'environnement : 1/ des retombées en termes d'image, sur le thème de l'entreprise citoyenne ; 2/ la volonté de pouvoir prouver le moment venu — c'est-à-dire quand il faudra renouveler les réacteurs — que l'impact des centrales sur l'environnement a été minime et sans danger significatif pour le public.

Cela explique la mobilisation de l'exploitant autour de la réduction des rejets, qui a conduit à une amélioration sensible des performances du parc ces dernières années. Pour autant les rumeurs et polémiques sont toujours susceptibles de resurgir à l'improviste.

B. DES PROGRES REMARQUABLES CES DERNIERES ANNEES, QUI

N'EMPECHENT PAS LA PERSISTANCE D'INTERROGATIONS OU DE POLEMQUES

1. UNE DIMINUTION SPECTACULAIRE DES REJETS DES CENTRALES EDF

Le rapport annuel « Environnement » de la Direction Production Transport dresse le panorama des performances de l'entreprise en matière de rejets de toutes sortes, qui montre leur amélioration spectaculaire au cours des années écoulées. Ainsi l'exploitant, qui a su s'organiser et se mobiliser, s'est vu récompensé de ses efforts.

1.1 Un exploitant organisé et mobilisé

1.1.1 L'organisation mise en place pour maîtriser la production des effluents

La gestion des effluents s'inscrit dans le cadre général de l'organisation de la radioprotection, pour EDF. C'est pourquoi sont impliqués — certes très en amont — les deux instances du Comité de Radioprotection et du Groupe de Coordination en Radioprotection :

⁸ La lecture du *Guide pratique des Effluents radioactifs* (édition de septembre 1983, en cours de révision) publié par EDF est à cet égard édifiante : on y trouve présenté succinctement le contenu de diverses directives du SCPRI ainsi que la transcription des "annexes à la lettre du Professeur PELLERIN du 13 septembre 1978". EDF a jugé bon de rajouter en sous-titre à la deuxième annexe : "(Texte strictement transcrit)"...

- le *Comité de Radioprotection* examine les aspects généraux de la radioprotection prise dans son ensemble, c'est-à-dire tous les aspects liés à la protection de l'homme contre les rayonnements ionisants ; il s'intéresse plus particulièrement aux aspects médicaux, aux normes de radioprotection et aux doses reçues par le personnel ; il définit les orientations générales ; c'est au sein du Comité de Radioprotection par exemple que sont analysées — du point de vue de la politique de l'entreprise — les connaissances nouvelles sur la radiotoxicité des radionucléides ; c'est un représentant du Comité de Radioprotection qui m'a présenté quelques considérations sur les risques liés au tritium lors de la visite que j'ai faite au DSRE le 8 novembre dernier ;
- le *Groupe de Coordination en Radioprotection*, créé en février 1990, a pour mission de coordonner l'action des différents acteurs au sein d'EDF, d'analyser les contraintes extérieures (p.ex. réglementaires) pour déceler les incidences sur le fonctionnement interne et de proposer des solutions pratiques aux problèmes qui apparaissent ; le GCR complète ainsi l'action du Comité de Radioprotection en s'attachant aux aspects opérationnels.

Cependant le rôle principal en matière d'effluents radioactifs revient au DSRE, Département Sécurité Radioprotection Environnement, au sein de la Direction Production Transport. Rassemblant près de 70 personnes dont 50 ingénieurs, le DSRE a de multiples domaines de compétences : prévention, radioprotection, bruit, sécurité du travail, risque incendie, radioécologie, gestion de l'eau, surveillance de l'environnement, métrologie, rejets radioactifs, maîtrise des situations accidentelles pour l'environnement, gestion des déchets, démantèlement.

Il fait partie, avec les Moyens centraux du Parc, des structures qui proposent leur expertise aux sites, et l'appui d'équipes spécialisées. Au sein du Groupe Environnement, 5 personnes sont plus spécialement chargées des effluents radioactifs, auxquelles s'ajoute un « expert environnement » placé auprès du directeur du département ⁽⁹⁾.

Le DSRE est la cheville ouvrière de la radioprotection pour la Direction Production Transport. Il est responsable de l'application de la réglementation et de la politique d'EDF en la matière. A ce titre, il est chargé en particulier :

- d'élaborer les règles (doctrines) applicables dans les centres de production nucléaire ;
- de développer les techniques d'amélioration de la radioprotection, en s'appuyant sur le retour d'expérience ;
- de gérer au niveau national la dosimétrie réglementaire des agents EDF ;
- de définir les programmes de formation en radioprotection et en sécurité de façon générale ;
- de suivre les questions d'environnement nucléaire et de déchets radioactifs.

⁹ Le directeur est assisté de deux autres experts : radioprotection et démantèlement.

Pour ce qui concerne plus spécifiquement les effluents, le DSRE participe en situation normale d'exploitation à la définition des matériels de traitement des effluents liquides et à la diffusion des « bonnes pratiques ». Ces bonnes pratiques prennent la forme de recommandations et de prescriptions (par exemple la description des phases de mise à l'arrêt du réacteur accompagnée du taux d'épuration à atteindre avant de passer à l'étape suivante, ou la doctrine sur le contrôle des filtres et des pièges à iode).

Pour les effluents gazeux, outre les aspects gestion, comptabilisation et déclaration, l'activité du Groupe Environnement consiste à participer à l'étude du confinement des installations. Le groupe dispose de compétences en situation accidentelle (mais cet aspect de la gestion des effluents n'était pas inscrit à mon programme cette année).

Le DSRE édite des guides, dont la plupart sont en cours de révision aujourd'hui. On trouve ainsi un guide des effluents radioactifs, un guide de l'eau, un guide des déchets radioactifs, etc. Ces ouvrages sont destinés aux chefs d'unité pour les éclairer concrètement dans la gestion des problèmes pratiques et dans la maîtrise de leurs relations avec les autorités sur les thèmes considérés.

Le DSRE exerce aussi une activité de conseil, alimentée par la réalisation d'études variées (amélioration de la gestion des effluents de blanchisserie, amélioration du piégeage de l'argent...). Ces études se font en liaison étroite avec les sites.

Enfin le DSRE a un rôle de coordination lorsque les conditions hydriques entraînent des contraintes de gestion des rejets pour les centrales situées sur un même bassin fluvial. Je rappelle que les rejets sont interdits dans les situations d'étiage et de crues ou pré-crues définies par l'OPRI. Jusqu'à récemment seul l'OPRI avait une vue d'ensemble en cas d'étiage ou de crue prononcée. En effet c'est chaque chef d'établissement qui est directement responsable devant lui. L'exploitant a donc ressenti la nécessité de coordonner ses propres initiatives de façon à proposer d'emblée à l'OPRI une politique globale de gestion des bassins. En cas de crue du Rhône ou d'étiage de la Loire, il m'a été indiqué que le DSRE consacre désormais une personne à temps plein ou presque pendant la durée de la « crise hydrique ».

1.1.2 Un exploitant qui a su mobiliser ses troupes

J'ai pu juger lors de ma visite à Chinon de l'enthousiasme communicatif qui anime les responsables de la maîtrise des effluents sur ce site. C'est le résultat d'une politique délibérée de la Direction du Parc. Cette politique résulte de réflexions menées en 1986-1987, au moment des vives polémiques sur les autorisations de rejet de Cattenom. La question qui était alors posée n'était pas relative à la nécessité ou l'inutilité de lancer un vaste programme de réduction des rejets hors tritium. Elle était plutôt de savoir quelle devait être la répartition des tâches entre services centraux et sites.

Entre dirigisme et décentralisation, c'est le deuxième terme de l'alternative qui a été choisi. Il était en effet apparu que la forte dispersion entre les sites des performances en matière d'effluents était surtout liée aux aléas d'exploitation, donc dépendante de la gestion quotidienne du site. Sans négliger quelques modifications techniques impulsées et pilotées par le « centre », l'accent a été mis sur l'autonomie et l'émulation des centrales,

Cette émulation s'est appuyée sur une meilleure diffusion interne des résultats, afin que chacun puisse se situer vis-à-vis des autres et que l'esprit d'initiative se développe. Sur chaque site, un comité « effluents » anime les discussions inter-services. Le DSRE fait circuler l'expérience au niveau national. Il a par exemple organisé une réunion des responsables de sites 1300 MW en 1993 afin de faire un examen commun des bonnes... et mauvaises pratiques. Il m'a été rapporté que lors de cette réunion des propos un peu « abrupts » ont parfois été échangés entre les participants. Finalement tout le monde s'est quitté en bons termes après s'être mis d'accord sur une politique commune autour de ce que chacun pouvait apporter de positif.

En fait les structures d'équipement (Direction de l'Équipement, SEPTEN) ont été peu sollicitées par ce processus. L'essentiel de l'amélioration a porté sur les conditions d'exploitation (chasse aux fluides parasites, aux petites fuites qui polluent de gros volumes...). D'ailleurs on est gagnant sur tous les tableaux : la diminution des effluents à la source entraîne une diminution de l'activité des circuits qui elle même entraîne une diminution des doses reçues par le personnel. Sans parler de la diminution des déchets solides produits au bout de la chaîne de traitement... et des économies correspondantes !

Pour donner un objectif chiffré à cette politique, EDF s'est engagée en 1990 — sous le timbre de la Direction Production Transport — à rester au-dessous de 5% de la limite de rejets autorisés (hors tritium).

Suite à cette décision, le CNPE de Chinon a adopté une stratégie offensive pour concrétiser au niveau local cette politique. Il est créé le 1^{er} janvier 1991 un Groupe permanent « Effluents » dont le président est le directeur-adjoint du CNPE, assisté d'un chef de projet. Les missions du groupe, fondées sur le retour d'expérience des sites du parc les plus performants, sont alors définies :

- proposer à la direction du CNPE et des sous-unités une politique en matière d'effluents, tenant compte des orientations de la direction du Parc nucléaire et du CNPE ; dans ce cadre le groupe doit être une force d'analyse et de propositions pour l'élaboration du Plan stratégique d'unité ;
- proposer des solutions cherchant à optimiser le processus effluents / déchets et les coûts associés, à travers une clarification de l'organisation et des responsabilités d'une part, la formation et la responsabilisation des acteurs d'autre part ;
- effectuer un suivi des objectifs définis pour constater les progrès, résoudre les difficultés et actualiser les priorités.

Le groupe permanent s'est ensuite divisé en 2 sous-groupes (« Effluents » et « Déchets »). L'objectif que s'est fixé le premier était de parvenir à un niveau de rejet égal à 2% de l'autorisation annuelle ; l'objectif du sous-groupe « Déchets » était la réduction de 25% des volumes de déchets produits ; l'échéance commune était le 1^{er} janvier 1995.

Chaque sous-groupe a mis au point un plan d'action, celui des effluents étant plutôt axé sur l'exploitation (conduite et maintenance), celui des déchets plutôt sur la maintenance et les actions en direction des prestataires. A la lumière des résultats probants obtenus en 1991, 1992 et 1993, les plans d'action ont été actualisés pour la période 1993-1995 autour d'un objectif commun : accentuer les efforts sur les déchets de procédé, par la réduction des filtres, résines et concentrats.

Plus que par les résultats eux-mêmes, j'ai été particulièrement impressionné par le dynamisme des personnes impliquées dans cette démarche et l'effet d'entraînement que celle-ci semble avoir insufflé à l'ensemble des partenaires.

1.2 Des performances très sensiblement améliorées

1.2.1 Les résultats en matière de rejets radioactifs de centrales nucléaires

Les graphiques présentés dans l'annexe retracent l'évolution des activités moyennes rejetées par tranche 900 MW et 1300 MW depuis 1983. Plusieurs remarques doivent être faites à ce sujet :

- la définition de l' « activité hors tritium » a évolué au cours des années : avant 1983, elle était calculée comme étant égale à l'activité « β total » ; en 1983 et 1984, le SCPRI a demandé qu'elle soit calculée comme activité « β total » + $0,6 \times$ « γ total » pour les REP ; depuis 1985 elle est calculée comme la « somme des radio-éléments » identifiés ⁽¹⁰⁾ ; la raison de ce dernier changement réside dans l'intérêt que trouve l'exploitant à connaître la répartition de l'activité selon les radioéléments, qui est un indicateur intéressant de l'état du coeur ;
- dans le même esprit, la décomposition précise des rejets gazeux n'est pas faite dans les statistiques du DSRE car elle n'apporte pas grand chose à la connaissance de l'état du réacteur ;
- depuis 1986 les rejets liquides des UNGG de Saint Laurent des Eaux étaient comptabilisés avec ceux des REP du même site.

1.2.2 Des comparaisons internationales difficiles mais satisfaisantes

Les comparaisons de réglementations et de pratiques en matière de rejets radioactifs peuvent apporter un certain nombre d'enseignements voire de stimulations. Dans ce domaine, les comparaisons franco-allemandes ont été menées de manière relativement approfondie. Pendant plusieurs années, un groupe de travail consacré aux rejets radioactifs des REP a fonctionné au sein de la Commission franco-allemande (DFK), qui

¹⁰ Certains radionucléides émettant plusieurs raies γ amènent à comptabiliser plusieurs Bq dans la mesure en γ total, qui correspondent en fait à une seule désintégration atomique. La « somme des radioéléments » est effectuée à partir d'une spectrométrie γ qui permet d'individualiser chaque radionucléide et d'éviter les comptages multiples. Elle est nécessairement inférieure à l'activité « γ total ». Cette « somme » comprend les 8 radionucléides représentant près de 95% de l'activité totale (Mn^{54} , Co^{58} , Co^{60} , Ag^{110} , Sb^{124} , I^{131} , Cs^{134} et Cs^{137} , cf *supra* point A.1.2.3) et les « autres radioéléments ». Ceux-ci ne sont pris en compte que lorsqu'ils représentent plus de 3% de la « somme des radioéléments ».

regroupe les organismes de sûreté des deux pays. Ce groupe, auquel participait l'IPSN, a permis d'étudier les différentes pratiques.

Outre les divergences relevées au niveau des autorisations accordées, les rejets réels des réacteurs allemands (rejets liquides hors tritium, rejets de gaz rares) sont plus faibles que les rejets français. L'écart sur les rejets liquides (hors tritium) était au milieu des années 80 d'un facteur 50 environ. Aujourd'hui il s'est réduit à 5 environ, compte tenu des améliorations significatives réalisées en France.

Cet écart s'explique en particulier par des différences de conception dans la gestion et le traitement des effluents. Les Allemands procèdent en particulier à des traitements plus poussés.

On ne peut nier que ces éléments de comparaison ont contribué à susciter et soutenir l'effort entrepris par EDF pour réduire ses rejets, notamment les rejets liquides (hors tritium). Cela s'est fait d'autant plus facilement qu'une meilleure gestion des effluents (sans modification notable de conception) permettait de les réduire à peu de frais, comme l'a montré l'expérience récente.

Cependant les comparaisons internationales de résultats concernant les rejets radioactifs doivent être menées avec circonspection :

- d'une part elle peuvent être biaisées par des différences dans les méthodes de comptabilisation des rejets ; cet effet pervers est d'autant plus sensible que les rejets sont faibles ; par exemple, lorsque la valeur d'activité des rejets gazeux est inférieure au seuil de détection de l'appareil utilisé, certains pays comptabilisent zéro, d'autres une fraction arbitraire du seuil, d'autres enfin comptabilisent la valeur du seuil ;
- d'autre part un traitement plus poussé des effluents radioactifs peut présenter l'inconvénient de produire plus de déchets solides et d'engager une exposition du personnel également plus importante ⁽¹¹⁾ ; on retrouve là un champ d'action pour les disciplines de l'optimisation et de l'étude des transferts de risques.

En tout état de cause, il me paraîtrait plus raisonnable, si l'on veut avoir une idée réelle de la « propreté » d'exploitation d'une tranche, de raisonner sur l'activité totale évacuée de la centrale (effluents + déchets solides) plutôt que sur un vecteur unique.

En juillet 1994 le CEPN a publié les résultats d'une étude comparative sur les rejets d'effluents radioactifs produits par les réacteurs à eau pressurisée entre 1975 et 1992. Cette étude est fondée sur l'analyse de résultats recueillis dans une banque de données à la demande d'EDF, sur les rejets liquides (tritium et hors tritium) et gazeux (gaz rares et halogènes + aérosols). Cette base est composée de 151 réacteurs en exploitation en 1992 dans 8 pays : Allemagne, Belgique, États-Unis, Finlande, France, Japon, Suède, Suisse.

¹¹ Sauf à effectuer les travaux derrière des protections biologiques spécialement implantées

Moyennant certains problèmes méthodologiques difficilement solubles — en particulier les différences dans les méthodes de comptabilisation des rejets — le CEPN tire de cette étude les conclusions suivantes :

- les rejets tritium liquides, directement liés à la production d'électricité, sont assez similaires dans les différents pays ; ils se situent dans une plage de 1300 à 2670 GBq par TWh ;
- les rejets liquides hors tritium présentent des écarts importants selon que l'on considère le Japon et la Suisse (inférieurs à 0,005 GBq par réacteur) l'Allemagne (environ 0,13 GBq par réacteur) la Belgique et la France (aux alentours de 10 GBq par réacteur) ou bien les États-Unis et la Suède (environ 45 GBq par réacteur) ;
- une grande dispersion des résultats est constatée pour les rejets en gaz rares, qui varient de 160 GBq environ par réacteur au Japon à 38 500 GBq par réacteur aux États-Unis ;
- les rejets en halogènes et aérosols restent très faibles puisqu'ils sont inférieurs à 0,12 GBq par réacteur pour l'ensemble des pays, exceptés les États-Unis et la Suède où il sont légèrement plus élevés (0,25 à 0,7 GBq par réacteur).

Au demeurant on constate que quel que soit le pays, les rejets effectivement observés restent très largement inférieurs aux normes autorisées.

2. LA PERSISTANCE DES INTERROGATIONS OU DES POLEMQUES AUTOUR DES REJETS

En matière d'effluents radioactifs, la corde sensible qu'il est aisé de mettre en vibration concerne l'impact des rejets sur l'environnement, et au-delà la santé humaine. D'où les interrogations récurrentes sur la pertinence des niveaux de rejets autorisés et l'intérêt éventuel de procéder à une révision en baisse de ces niveaux.

2.1 L'impact contesté des rejets radioactifs sur l'environnement et la santé

C'est un fait incontestable : les rejets radioactifs représentent une pollution causée à l'environnement d'origine humaine, d'autant plus redoutable qu'elle est inodore et sans saveur... Encore faut-il savoir si cet impact est significatif en termes de dommages et de risques opposés à la santé.

2.1.1 L'examen détaillé de l'état de l'environnement : les bilans radioécologiques

Avant d'évaluer il faut pouvoir connaître. C'est autour de ce principe qu'EDF a bâti sa politique de surveillance de l'environnement, qui coûtait 143 MF en 1993 ⁽¹²⁾. Il est éminemment souhaitable en effet de pouvoir croiser deux sortes de résultats :

¹² Dépenses relatives à la protection et aux contrôles réalisés sur l'environnement dans le domaine radioactif.

- ceux issus de la surveillance réglementaire qui sont colligés pendant la vie de l'installation, et mesurent les flux de radioactivité apportés à l'éco-système ;
- ceux issus d'une surveillance propre à l'exploitant, qui sont une photographie instantanée de l'état radiologique du milieu ;

Deux « appareils photographiques » sont utilisés communément : 1/ le bilan radioécologique décennal, pratiqué à l'occasion des visites décennales, qui est un programme majeur et mobilise des ressources importantes ; 2/ des bilans annuels restreints, qui peuvent concerner le milieu terrestre ou aquatique seulement, et pratiquent un nombre plus réduit de mesures.

Le bilan radioécologique décennal est au-moins aussi précis — dans le choix des échantillons analysés — que le point zéro effectué avant le démarrage d'une nouvelle installation. En fait, avec le temps s'affinent également les procédures et la rigueur méthodologique. Mes interlocuteurs du DSRE m'ont ainsi affirmé que le bilan radioécologique du Tricastin effectué en 1991 représentait désormais une référence pour les équipes chargées de préparer les suivants. Ce bilan a réuni les efforts d'EDF, COGEMA, COMURHEX, EURODIF et FBFC qui ont défini et confié à l'IPSN la réalisation d'un bilan global de l'impact radioécologique de leurs activités sur l'environnement terrestre et aquatique.

En 1992 un bilan décennal a été réalisé sur les sites de Dampierre et de Gravelines. En 1993 c'était au tour du Blayais et de Saint Laurent des Eaux. En 1994 Fessenheim et Bugey. Ces bilans mettent en évidence de faibles traces de radioéléments spécifiques aux centrales (Co^{58} , Co^{60} , Ag^{110} ...) dans le milieu aquatique ou marin ; en revanche aucune activité imputable aux centrales n'est discernable dans le milieu terrestre.

En 1991 avaient également été réalisés des bilans annuels sur les sites de Belleville, Cattenom, Flamanville, Golfech et Nogent. Les résultats de ces bilans alimentent une banque de données d'échantillons. A l'aval des sites implantés au bord d'un cours d'eau certains radio-isotopes tels Co^{58} , Co^{60} , Ag^{110} et Mn^{54} , présents dans les rejets liquides des centrales, sont décelables dans les végétaux aquatiques et dans une moindre mesure dans les sédiments. Ces valeurs ont néanmoins un impact sanitaire négligeable. Pour le site côtier de Flamanville, des traces de radio-isotopes identifiés dans les effluents de la centrale ont également été mesurées dans certains organismes. Ces traces sont cependant sans signification sur le plan sanitaire.

2.1.2 Le « suivi radioécologique des centrales nucléaires françaises » de 1992

Toutes ces actions sont relativement traditionnelles. Moins traditionnelle a été la réalisation par l'IPSN, pour le compte d'EDF, d'un suivi radioécologique global des centrales nucléaires françaises pour l'année 1992. Cette magistrale étude de plus de 800 pages a été publiée en septembre 1993.

Le suivi comprend uniquement des mesures de spectrométrie γ sur les indicateurs de radiocontamination les plus représentatifs dans les écosystèmes terrestre et aquatique

de l'environnement de chaque centrale. Il est fondé sur l'application d'une démarche bien définie et homogène pour l'ensemble des sites étudiés.

Cette homogénéité est un atout fondamental pour la pertinence de l'étude à la date d'aujourd'hui mais aussi à l'avenir. Pour chaque centrale la stratégie d'échantillonnage est établie à partir du bilan des connaissances acquises lors des différentes études de radioécologie. L'enjeu est de s'assurer que l'on prend la photographie radiologique du paysage la plus pertinente au regard des caractéristiques locales. Je suis d'accord avec mes interlocuteurs du DSRE : rien n'est plus facile que de « ramasser » un échantillon puis d'appuyer sur le bouton du spectromètre. En revanche réaliser un échantillonnage propre et pertinent suppose une rigueur méthodologique sourcilleuse.

Dans l'écosystème terrestre sont prélevés 13 échantillons, et 14 prélèvements pour l'écosystème aquatique. Toutes les informations acquises sont intégrées à une base de données. Les 19 sites ont été répartis en 5 ensembles (Manche-Normandie, Est, Centre, Sud-Ouest, Vallée du Rhône) selon des critères écologiques et géographiques. Le suivi annuel ne concerne que les sites pour lesquels il n'y a pas de révision décennale dans l'année. Cependant, pour avoir un document complet, les résultats de spectrométrie γ obtenus sur les sites faisant l'objet d'un bilan décennal sont repris pour le suivi annuel.

La méthodologie définie et utilisée par l'IPSN figure en annexe au rapport. Elle constitue désormais la méthodologie de référence aux yeux d'EDF, qui a décidé de demander à tout laboratoire indépendant qui souhaiterait participer à ce genre d'action de se conformer à ces règles.

Cette mise au point d'une méthodologie standardisée me paraît être d'une importance capitale dans la clarification du débat sur les effets écologiques des effluents radioactifs. L'autorité de radioprotection devrait s'inspirer de l'exemple de l'IPSN pour définir, dans la plus large concertation et éventuellement avec le concours d'experts internationaux — sans oublier les experts « extérieurs au système » — une méthodologie standard. Cette méthodologie ne devrait pas avoir force de loi : il ne faut pas en effet stériliser les progrès éventuels dans ce domaine, et répéter l'erreur commise il y a plus de 25 ans lorsque les autorités ont figé dans des « tables de la Loi » l'utilisation du film comme seul et unique moyen d'effectuer la dosimétrie réglementaire. Une réglementation peut être stricte sans être rigide, sévère tout en restant adaptable.

C'est d'ailleurs la garantie de son acceptation et de sa pérennité.

2.1.3 La modélisation de l'impact des rejets radioactifs

La modélisation est un point particulièrement sensible. En effet rien ne sert de mesurer des activités dans différents milieux si on ne sait pas traduire ces activités en doses reçues par le public. La mesure directe des transferts de radioactivité entre les différents compartiments de l'écosystème est évidemment impossible. On doit se reposer sur des modèles simplifiés représentant ces différentes voies de transfert.

Au demeurant il conviendrait de réfléchir à mettre au point un modèle standard national pour la détermination des transferts dans l'environnement des effluents

radioactifs. Aujourd'hui chacun calcule dans son coin, sans que les modèles en question ne soient véritablement accessibles ou tout au moins « présentables » (13).

Les autorités allemandes ont par exemple publié un tel modèle, dans la collection des *Publications de la Commission de Protection radiologique* (Volume 17) (14). Pour les États-Unis, on trouve également dans divers documents émanant de la NRC ou du DoE la description plus ou moins détaillée des modèles et des hypothèses utilisées pour déterminer les doses reçues du fait des effluents. Une démarche similaire dans notre pays permettrait de clarifier les enjeux et les termes du débat.

1. J'ai cherché à savoir sur quelles bases l'ex-SCPRI calculait les doses reçues par la population en fonction des données fournies par l'exploitant au moment du dépôt de l'étude préliminaire. J'avoue que je n'y vois pas toujours très clair aujourd'hui. Il me semble que la méthode utilisée était plutôt « rustique » :

- les calculs étaient effectués en adoptant des hypothèses très simples et très pessimistes, par exemple que l'eau qui alimente le groupe critique est celle du fleuve où sont déversés les rejets ;
- d'autre part la réglementation fixait une fois pour toutes des limites précises (arrêtés de 1976) ; une fois adoptée la décision de diminuer les valeurs retenues en 1976 (15), il suffisait de profiter de l'effet de standardisation du parc pour accorder à chaque centrale la même autorisation, indépendamment des conditions locales d'implantation.

Cela ne veut pas dire que je réclame une réévaluation de ces limites, pour cette raison. Sur le fond les limites accordées sont établies avec des marges importantes par rapport aux limites sanitaires, donc la prise en compte des éventuels facteurs locaux ne pouvait avoir d'impact sensible sur la décision des autorités. Dans ces conditions la standardisation du parc était effectivement un facteur intéressant, et la standardisation des autorisations de rejet a pu favoriser l'établissement par l'exploitant d'un programme de gestion des effluents plus standardisé lui aussi.

2. Pour évaluer l'impact des rejets de ses centrales, EDF a mis au point (sous l'égide de la Direction des Études et Recherches) deux logiciels répondant à la dénomination de BLIQID (transferts d'effluents liquides) et BGAZDR (transferts d'effluents gazeux).

13 Je suis bien conscient qu'un modèle est une création dont la traduction informatique est protégée par les lois et règlements relevant de la propriété industrielle. Mais il doit y avoir moyen de faire un effort...

14 STRAHLENSCHUTZKOMMISSION, *Modelle, Annahmen und Daten mit Erläuterungen zur Berechnung der Strahlenexposition bei der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser zum Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte nach § 45 StrlSchV*, Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, 1992, 194 p. (COMMISSION DE PROTECTION RADIOLOGIQUE, *Modèles, hypothèses et données avec leurs explications pour l'évaluation de l'exposition radiologique due aux rejets de substances radioactives dans l'atmosphère ou les eaux, en vue d'apporter la preuve du respect des limites de doses tirées du § 45 de l'ordonnance sur la protection radiologique*).

15 cf *supra* tableau des limites de rejet : colonne Arrêté 10/08/76 et colonne Arrêtés standard 900 MW.

D'après BDF la construction d'un modèle de transfert n'est pas une opération très compliquée : il suffit la plupart du temps d'aligner des multiplications. La phase la plus délicate est celle qui modélise la diffusion des radioéléments dans l'atmosphère. On peut utiliser des abaques réalisée par les services compétents du CEA ou une équation de diffusion si l'on préfère développer un modèle entièrement automatique.

En tout état de cause la Direction de l'Équipement a publié en décembre 1989 un *Guide d'évaluation de l'impact de rejets radioactifs atmosphériques*. Ce guide : 1/ explique les mécanismes de transfert des rejets atmosphériques dans les différents compartiments de l'environnement ; 2/ donne des formulations et paramètres qui permettent le calcul des concentrations des radionucléides (tritium et hors tritium) dans les divers compartiments (végétaux, produits animaux, sol...) ; 3/ aboutit aux calculs d'impact sur l'homme.

3. De son côté le Département de Protection de la santé de l'Homme et de Dosimétrie de l'IPSN a pour mission d'évaluer les conséquences radiologiques des rejets demandés par l'exploitant et de confronter les résultats de ces évaluations avec celles réalisées par l'exploitant (figurant dans les dossiers de demande de rejets). L'évaluation des conséquences de rejets repose sur la démarche suivante :

- *définition du groupe critique* : elle repose sur les données climatologiques du site (direction des vents dominants), la répartition et le mode de vie des populations, telles qu'elles figurent dans la demande d'autorisation ;
- *évaluation des transferts atmosphériques et des dépôts* : la méthode adoptée repose sur l'utilisation des abaques d'évaluation des transferts atmosphériques de DOURY ⁽¹⁶⁾ ; la modélisation qui est à l'origine de ces abaques a été validée à de nombreuses reprises notamment lors des essais atmosphériques d'armes nucléaires ; de plus cette modélisation a fait l'objet d'exercices d'inter-comparaison menés dans le cadre de la Commission des Communautés européennes ; la hauteur de rejet est supposée égale à la hauteur de la cheminée (il s'agit d'une hypothèse majorante) ; compte tenu du fait que les conséquences des rejets ne sont calculées qu'à l'échelle locale les phénomènes d'appauvrissement du nuage sont négligés ;
- *évaluation des transferts en milieu marin* : la demande d'autorisation de rejets de l'usine de La Hague a été présentée alors que l'usine fonctionnait déjà depuis plusieurs années ; le calcul de la diffusion en milieu marin a donc pu utiliser les résultats d'expérimentations menées à l'aide de traceurs pendant plusieurs cycles de marées, et les mesures effectuées dans l'environnement du site ; dans les autres cas l'évaluation des concentrations dans le milieu récepteur utilise la modélisation développée par l'exploitant à partir de mesures de courantologie ; la dilution en zone proche est évaluée à partir des résultats du modèle physique local d'impact thermique ;

¹⁶ A. DOURY, R. GERARD, M. PICOL, *Abaques d'évaluation directe des transferts atmosphériques d'effluents gazeux*, CEA-IPSN (Département de Sécurité nucléaire), DSN n° 84 (rev.2), 1980.

- *évaluation des transferts en rivière* : les modèles utilisés pour évaluer le transfert en rivière prennent en compte le débit moyen annuel ; l'interaction avec les sédiments est représentée par un facteur de partage, qui dépend des caractéristiques physico-chimiques des radionucléides et des propriétés chimiques de l'eau ;
- *transferts à la chaîne alimentaire* : le calcul de la contamination des produits alimentaires fait intervenir des facteurs de transfert caractéristiques des situations d'équilibre ; le dossier de demande d'autorisation comporte une description des productions agricoles et des sols effectivement rencontrés sur le site ; s'il existe des facteurs de transfert propres à ces végétaux et à ces sols, ils sont utilisés dans l'évaluation ; à défaut on utilise les facteurs de transfert proposés dans une publication commune CEA-NRPB ⁽¹⁷⁾ ; l'évaluation de la contamination des produits alimentaires ne se limite pas aux aliments les plus consommés mais, le cas échéant, on évalue également les concentrations dans les produits de moindre importance (lait de chèvre, plantes aromatiques...) pour lesquels les facteurs de transfert sont particulièrement élevés ;
- *évaluation des doses* : le calcul des doses dues à l'irradiation externe (nuage et dépôt) utilise les facteurs de dose déduits d'une publication du CEA ⁽¹⁸⁾ ; on néglige le facteur d'écran apporté par les habitations ; l'évaluation des activités ingérées nécessite la connaissance des rations alimentaires ; elles peuvent être issues d'enquêtes locales ou régionales ; à défaut on utilise des régimes alimentaires moyens tels qu'ils figurent par exemple dans la méthodologie publiée par la CEE ; les facteurs de dose pour l'inhalation et l'ingestion sont tirés de la CIPR 56 ; cette publication est limitée aux principaux radionucléides ; si le radionucléide considéré n'est pas mentionné dans cette publication on utilise les facteurs de dose pour les adultes déduits de la CIPR 30 ; on utilise systématiquement les facteurs de dose relatifs aux formes les plus pénalisantes.

2.1.4 Quelques évaluations chiffrées

Les résultats des modélisations et calculs effectués par les organismes français concordent globalement, et montrent un faible impact radiologique des rejets :

Évaluation des doses reçues par le groupe critique	
•	amont du cycle du combustible $\approx 1 \mu\text{Sv}$
•	centrales nucléaires $\approx 10 \mu\text{Sv}$
•	usine de La Hague \approx quelques dizaines de μSv

J'ai encore quelque mal à évaluer l'impact radiologique effectif des rejets en tritium. Il est couramment affirmé que le tritium n'a pas d'influence notable. Lors de la

¹⁷ CEA et NRPB, *Méthodologie pour l'évaluation des conséquences radiologiques des rejets d'effluents radioactifs en fonctionnement normal*, Commission des Communautés européennes, n° V-3865-79, 1979.

¹⁸ A. DESPRES, A. BOUVILLE, J.M. GUEZENGAR, J. LE GRAND, *Irradiation externe pendant et après le passage d'un nuage radioactif*, CEA R-4844 rev.1, 1983.

réunion de travail tenue au DSRE à mon intention, Mme le Dr. HUBERT, du Comité de Radioprotection, m'a ainsi indiqué que le bilan radioécologique du Tricastin avait montré que le groupe critique avait engagé une dose annuelle maximale de 0,014 mSv, dont 0,4% pour le tritium. Par ailleurs son coefficient de radiotoxicité est de 10^{-11} Sv.Bq⁻¹ environ contre 10^{-6} à 10^{-9} Sv.Bq⁻¹ pour la plupart des autres radioéléments.

Cependant une note de l'IPSN rédigée à mon intention indique que l'impact radiologique calculé pour les rejets de tritium est de l'ordre de 100 fois celui des autres radionucléides rejetés. Il serait donc dominant dans l'impact sanitaire global, et par conséquent une réduction drastique des rejets hors tritium n'apparaîtrait pas comme une condition évidente d'une meilleure maîtrise sanitaire globale des rejets radioactifs.

De son côté l'UNSCEAR, Comité scientifique des Nations Unies sur les Effets des radiations atomiques, a publié dans son rapport 1993 une évaluation de l'exposition radiologique due aux rayonnements découlant des activités humaines. Pour la production d'électricité nucléaire, la dose collective reçue en 1990 par l'ensemble de la population humaine serait de 43 000 H.Sv ; la dose collective cumulée entre 1956 et 1990 serait d'environ 400 000 H.Sv soit moins de 10% de la dose collective reçue en une seule année du fait de l'exposition naturelle⁽¹⁹⁾. Plus intéressante est la ligne extraite de la Table 42 (p. 191). Cette table présente une évaluation des doses collectives effectives provoquées par les effluents radioactifs des réacteurs électronucléaires. La dose collective (en H.Sv) est rapportée à la quantité d'énergie produite en une année (en GW.année) ; elle est moyennée sur les années 1985-1989. Pour les REP, les résultats sont les suivants (exprimés en H.Sv.(GW.année)⁻¹) :

- effluents gazeux : gaz rares = 0,010
 tritium = 0,030
 carbone 14 = 0,220
 iode 131 = 0,0003
 aérosols = 0,011
- effluents liquides : tritium = 0,020
 autres radionucléides = 0,0009

Au delà des valeurs absolues qui sont difficilement comparables avec celles que j'ai mentionnées plus haut, il apparaît que le tritium et le carbone 14 forment l'essentiel de l'impact radiologique global. A cet propos je trouve regrettable que rien ne soit publié en France sur les rejets en carbone 14 alors que ceci est courant outre-Rhin. De plus, chez nous, les rejets gazeux en tritium sont comptabilisés avec les gaz rares (mais ils ne sont pas du tout comptabilisés au Japon, en Suède et en Suisse...).

Les conclusions ci-dessus s'accordent mal avec une note qui m'a été présentée par le DSRE, intitulée *Estimation des niveaux globaux d'exposition de l'individu critique selon plusieurs hypothèses de composition isotopiques des rejets (exemple de Chooz-B)*. Cette note comporte tout d'abord un tableau relatif aux effluents liquides.

¹⁹ B.G. BENNETT, « UNSCEAR 1993 Report », in *IAEA Yearbook 1994*, AIEA, septembre 1994, pp. D77 à D82 ; article également publié dans le *Radiological Protection Bulletin*, NRPB, n° 9, janvier 1994 sous le titre « New UNSCEAR Report ».

Rejets liquides (1,11 TBq ou 30 Ci ⁽¹⁾)

SPECTRE	DOSE REÇUE ⁽²⁾
Demande de rejets	$1,1 \cdot 10^{-3}$
Rejets réalistes	$6,2 \cdot 10^{-4}$
I ¹³¹ (100%)	$1,8 \cdot 10^{-3}$
Cs ¹³⁷ (100%)	$8 \cdot 10^{-3}$
Cs ¹³⁴ (100%)	$3,9 \cdot 10^{-3}$
Co ⁵⁸ (100%)	$2,5 \cdot 10^{-4}$
Co ⁶⁰ (100%)	$5 \cdot 10^{-3}$
Ag ^{110m} (100%)	$1,6 \cdot 10^{-4}$
Sb ¹²⁴ (100%)	$1 \cdot 10^{-3}$
Mn ⁵⁴ (100%)	$3,5 \cdot 10^{-4}$

(1) pour 2 tranches

(2) en l'absence d'indications précises, il s'agit vraisemblablement de mSv

La première ligne est relative à une situation où les rejets effectifs seraient ceux décrits dans la demande d'autorisation : quantité annuelle rejetée égale à 550 GBq par tranche, spectre de radioéléments tel qu'inscrit dans le dossier d'enquête publique. La seconde ligne est relative à une situation où les rejets effectifs sont qualifiés par EDF de "réalistes", c'est-à-dire : quantité annuelle rejetée égale à 110 GBq par tranche, spectre identique à celui observé ces dernières années. Les lignes suivantes concernent des situations hypothétiques où les rejets seraient constitués à 100% par l'un des 8 radioéléments composant le « cocktail standard » des rejets liquides.

La comparaison des première et deuxième lignes justifie la remarque que je formulais au début de ce chapitre (cf page 200) sur l'influence de la composition isotopique des rejets et les proportions entre Co⁵⁸ et Co⁶⁰... Doit-on déduire des mots employés par EDF même que cette composition présentée à l'enquête publique n'était pas « réaliste » ?

Sous le tableau, EDF indique que "les rejets de tritium demeurent inchangés (80 TBq) et conduisent à un niveau global d'exposition faible de $4,8 \cdot 10^{-5}$ [mSv]" soit environ 10 fois moins que l'exposition due aux autres radioéléments pour des rejets "réalistes".

Cependant ces évaluations concernent des niveaux de rejets égaux aux autorisations accordées (pour le tritium) ou à 20% de l'autorisation pour les autres radioéléments. Si l'on cherche à comparer les doses reçues du fait des rejets effectifs, il faut tenir compte du fait que les rejets en tritium sont de l'ordre de 40% de l'autorisation et les rejets hors tritium sont d'environ 1% de l'autorisation. En effectuant une simple règle de 3 avec les indications fournies dans le tableau, il apparaît alors que l'impact effectif des rejets en tritium représente une dose d'environ $2 \cdot 10^{-5}$ mSv alors que celui des rejets hors tritium représente une dose de $3 \cdot 10^{-5}$ mSv.

On constate donc que, même en prenant en compte le niveau réel des rejets, les calculs effectués par EDF donnent des impacts radiologiques équivalents pour le tritium et les autres radioéléments. Ces résultats diffèrent de ceux que j'ai présentés plus haut, émanant de l'IPSN ou de l'UNSCEAR. Sans négliger l'influence certaine des modes de calcul, il conviendrait pour le moins d'avoir enfin une vision plus claire de la question.

2.2 Faut-il abaisser les limites autorisées pour les rejets ?

Malgré ces incertitudes, personne ne conteste le fait que les rejets des centrales ont des conséquences sanitaires négligeables. Dans ces conditions apparemment favorables, on pourrait s'étonner de voir périodiquement certains demander que les normes de rejet des centrales nucléaires soient diminuées. A cette logique de l'affrontement je préfère une logique participative, qui n'exclut pas cependant une certaine forme de contrainte.

2.2.1 Logique d'abaissement, logique d'affrontement

Pourquoi ne pas abaisser les normes de rejets autorisés pour les centrales ? Les normes allemandes sont bien 5 fois inférieures aux nôtres et leurs exploitants ne semblent pas s'en émouvoir outre mesure... L'argument est fort : comment justifier en effet que de part et d'autre d'une frontière on estime qu'une centrale nucléaire pourra rejeter 5 fois plus que si elle était située de l'autre côté ? Le problème se pose avec encore plus d'acuité pour les centrales situées sur des fleuves qui sont soit frontaliers (Fessenheim sur le Rhin) soit destinés à parcourir le territoire d'un autre État avant de trouver leur exutoire maritime (Cattenom sur la Moselle).

L'argument est d'autant plus fort que l'exploitant fait d'ores et déjà beaucoup mieux que cet objectif potentiel de norme : avec en moyenne 1% de l'autorisation effectivement rejetée, il y a de la marge pour abaisser cette limite maximale !

Bien entendu, l'exploitant rejette cette idée. Mes interlocuteurs au DSRE m'ont ainsi affirmé que ce serait donner une sorte de « prime à l'immobilisme ». Les efforts seraient condamnés à n'être jamais reconnus car toujours susceptibles d'être contestés. En l'occurrence une diminution des limites autorisées reviendrait à jeter le discrédit sur ce qui était fait auparavant, sans que l'opération ne profite à personne puisque le niveau réel des rejets ne changerait pas.

De plus le risque est grand de voir s'instaurer une surenchère de la performance, en perdant de vue peu à peu l'aspect sanitaire que doit avoir toute limite de rejet. La limite aurait alors une « vie » autonome, dépendant des pressions sociales et de l'air du temps. En tout cas, en ces temps de craintes exacerbées vis-à-vis de tout risque — quel qu'il soit d'ailleurs — on voit bien quelles pourraient être les évolutions futures de ces limites à géométrie variable...

Dans le domaine juridique, l'exploitant français oppose le caractère infractionnel d'un dépassement de limite, susceptible d'entraîner des conséquences juridiques, au caractère transactionnel en vigueur dans beaucoup de pays étrangers. Chez eux le dépassement de limite serait plutôt considéré comme l'indication d'un problème survenu sur l'installation, qui nécessite que les deux parties discutent et travaillent ensemble à le résoudre. Les deux approches sont effectivement différentes tant dans leur esprit que dans leurs conséquences. Une étude de droit comparé serait éminemment utile pour donner un éclairage sur cette intéressante question.

L'exploitant oppose un autre argument : la limite véritablement contraignante de la réglementation française n'est pas la limite d'activité totale annuelle mais la limite

d'activité volumique ajoutée au milieu après dilution. De même, et en liaison avec cet argument, l'impératif de dilution maximale oblige parfois l'exploitant à moduler ses rejets pour les sites situés en bord de Loire. La Loire est en effet un fleuve très plat, où la dilution ne se fait pas aussi rapidement qu'ailleurs. Ce régime hydraulique impose donc une contrainte spéciale sur l'exploitant.

Dernier argument — et non des moindres — un système de protection radiologique ne doit pas se juger à l'aune d'un seul chiffre. C'est tout un ensemble que l'on doit considérer avant d'estimer éventuellement que tel système est plus laxiste ou plus sévère que tel autre. Je dénonçais dans mon précédent rapport, au chapitre sur les transports de matières radioactives, le « fétichisme du chiffre » qui s'empare parfois des meilleures volontés. Je ne peux donc qu'adhérer au point de vue manifesté ici. A cet égard la France est loin d'être la lanterne rouge du monde nucléaire développé. J'ai présenté plus haut le réseau serré d'exigences réglementaires qui entourent les opérations de rejet. La qualité de l'environnement ne tient pas seulement à l'activité rejetée mais aussi aux conditions dans lesquelles est opéré le rejet.

A cet égard je peux rappeler que les centrales allemandes « qui-ont-des-normes-cinq-fois-moins-élevées-que-les-nôtres » peuvent procéder à des rejets gazeux en continu, y compris pour les rejets hydrogénés ; certaines d'entre elles sont formellement autorisées à rejeter des émetteurs α (Brunsbüttel, Emsland, Grohnde, Unterweser) à hauteur de 1 à $5 \cdot 10^6$ Bq par an. Aucune limite d'activité ajoutée au milieu n'est imposée. En sens inverse, les centrales ont pratiquement toutes une limite pour les rejets en tritium gazeux ; certaines limites sont exprimées sous plusieurs formes : annuelle, semestrielle, trimestrielle, mensuelle voire journalière.

Au demeurant l'exploitant français n'est pas fermé à toute idée d'évolution. M. ASTOLFI me disait ainsi qu'il ne serait pas illégitime d'établir une limite spécifique pour l'iode puisque ce radioélément se fixe préférentiellement sur un organe, la thyroïde. Par ailleurs on pourrait envisager une remise à plat du système dans le cadre d'une harmonisation européenne afin d'éviter tout à la fois les surenchères inutiles et les faux-semblants hypocrites.

2.2.2 Une logique d'efficacité

C'est donc à une approche souple que nous conduit ce débat difficile. Approche souple mais ferme, car il est vrai qu'il est difficile de justifier un tel décalage entre limite et performance réelle. Dès lors que ce décalage semble destiné à perdurer, il faut peut-être songer à modifier le référentiel de mesure, sans pour autant abandonner l'idée sanitaire sous-jacente à la notion de limite.

Plus qu'à une aggravation formelle de la réglementation je pense à un renforcement des mécanismes de participation — au sein de l'exploitant — et de négociation — avec l'autorité de radioprotection. Il est du devoir de l'État en effet de s'assurer que l'exploitant fait toujours les efforts maximum pour réduire autant que raisonnablement possible le niveau de ses rejets.

Ceci passe par l'approfondissement du retour d'expérience chez l'exploitant et au sein de l'appui technique de l'autorité de sûreté. L'IPSN par exemple intègre dans les bilans triennaux de retour d'expérience un volet consacré aux rejets d'effluents. Le DSRE joue ce rôle à EDF, de façon informelle (par des contacts fréquents avec les sites) ou formelle (actions nationales comme la collecte des données, le fichier des événements, l'analyse des incidents ; actions centralisées comme la détection préventive des besoins, le pilotage d'actions nationales, la tenue systématique de réunions de concertation...).

Le retour d'expérience passe aussi par l'analyse approfondie des incidents de rejets. Certes les incidents conduisent à des rejets d'activité très largement inférieurs aux limites autorisées (entre le millionième et quelques millièmes). Cependant ils doivent être considérés comme des témoins ou des précurseurs de problèmes plus importants. La quasi totalité des incidents sont analysés par l'IPSN. Cette analyse a pour but d'identifier les problèmes sous-jacents et leurs répercussions éventuelles sur l'installation, ainsi que les voies d'amélioration qui permettraient d'éviter leur renouvellement.

C'est aussi en trébuchant que l'on apprend à bien marcher.

Les incidents de rejets (ou « rejets non concertés ») sont fréquents mais leur importance est difficile à évaluer — étant entendu que chaque fois seules des fractions minimales des autorisations annuelles sont rejetées.

Incidents significatifs relatifs à des rejets gazeux exceptionnels

Année	1991	1992	1993
Incidents « significatifs » déclarés	26	18	9
Incidents avec franchissement du seuil réglementaire à la cheminée	17	12	6
Activité rejetée	≈ 5 TBq ⁽¹⁾	1,45 TBq	1,18 TBq
% de l'activité totale rejetée par le parc	0,5 %	0,25 %	0,22 %

(1) valeur absolue non indiquée dans le rapport 1991

Source : rapports annuels « Environnement » de la Direction Production-Transport

En dernier lieu je suis persuadé que la généralisation du principe d'optimisation doit permettre de concilier l'autonomie de l'exploitant — condition première de sa motivation — et la nécessaire implication de l'autorité de radioprotection. Discuter d'objectifs de radioprotection et des moyens d'y parvenir — selon le modèle développé pour la sûreté par des structures et des procédures désormais bien établies — permettrait de créer une contrainte sur l'exploitant beaucoup plus forte que le simple abaissement des limites. Je n'oublie pas que le principe d'optimisation est inscrit dans notre réglementation et que, au même titre que les limites de doses, il doit être respecté par l'exploitant et contrôlé par l'autorité de radioprotection.

Cette approche nouvelle — pour l'autorité de radioprotection — permettrait ainsi de renforcer la dynamique de progrès déjà à l'oeuvre aujourd'hui. En matière d'effluents comme en matière de sûreté j'aime à croire qu'il s'agit d'un objectif ultime partagé par tous.

RECOMMANDATIONS DU RAPPORTEUR

RADIOPROTECTION

- 1^{ère} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à réfléchir aux moyens de mettre en oeuvre l'ensemble des recommandations de l'Office parlementaire relatives à l'organisation de la radioprotection, en particulier la création de groupes permanents d'experts.

DEMANTELEMENT

- 2^{ème} recommandation L'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection sont invitées à préciser leurs objectifs de sûreté et de sécurité vis-à-vis des différents scénarios de démantèlement susceptibles d'être proposés par les exploitants.
- 3^{ème} recommandation Dans cette perspective, l'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection sont invitées à réfléchir à la possibilité de mettre en oeuvre un calendrier accéléré pour le démantèlement de Brennilis.
- 4^{ème} recommandation L'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection sont invitées à discuter avec le Haut Commissaire à l'Énergie atomique — autorité de sûreté des installations nucléaires de base classées secrètes — afin d'éviter à l'avenir que des matériaux issus du démantèlement d'installations nucléaires de base civiles soient traités dans des INBS.

EFFLUENTS RADIOACTIFS

- 5^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée, avec l'aide des appuis techniques compétents, à établir et publier un modèle

standard national pour le calcul des équivalents de dose reçues du fait des effluents.

- 6^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à réfléchir à la possibilité d'introduire dans la réglementation des rejets d'effluents radioactifs une limite dérivée exprimée en équivalent de dose, sur le modèle de la plupart de nos voisins européens.
- 7^{ème} recommandation En tout état de cause, l'autorité de radioprotection est invitée à asseoir les fondements sanitaires des rejets d'effluents sur les limites de dose applicables au public et non pas aux travailleurs, même si l'impact direct sur les autorisations effectivement accordée est nul.
- 8^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à intégrer à la réglementation l'obligation pour l'exploitant de présenter dans les documents soumis à enquête publique les équivalents de dose reçus par la population du fait des rejets radioactifs de l'installation nucléaire objet de l'enquête.
- 9^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à intégrer à la réglementation l'obligation pour l'exploitant de présenter dans les documents soumis à enquête publique les évolutions probables des rejets radioactifs d'une installation nucléaire dûs à son vieillissement.
- 10^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à examiner les moyens par lesquels les exploitants pourraient publier dans les plaquettes mensuelles d'information sur la surveillance radiologique de l'environnement, les doses reçues du fait des rejets constatés sur des périodes déterminées.
- 11^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée, avec l'aide d'appuis techniques compétents, à établir et publier un protocole standard national pour les prélèvements d'échantillons dans l'environnement.
- 12^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à relancer et développer le processus d'agrément des laboratoires indépendants prévu par la réglementation.
- 13^{ème} recommandation L'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection sont invitées à relancer ou achever le processus réglementaire d'autorisation de rejet d'effluents radioactifs pour les établissements qui n'en sont pas encore pourvus.

- 14^{ème} recommandation L'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection sont invitées à engager un processus de réévaluation des anciennes autorisations de rejet pour les établissements où elles sont manifestement dépassées par les performances des techniques actuelles, en particulier à Marcoule.
- 15^{ème} recommandation L'autorité de sûreté et l'autorité de radioprotection sont invitées, selon un schéma identique à celui de la 4^{ème} recommandation, à discuter avec le Haut Commissaire à l'Énergie atomique afin d'éviter à l'avenir que des effluents radioactifs issus de l'exploitation d'installations nucléaires de base civiles soient traités dans des INBS.
- 16^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à discuter avec les autorités compétentes des moyens d'améliorer la communication publique sur les rejets d'effluents radioactifs issus des INBS, dans le respect nécessaire du secret défense.
- 17^{ème} recommandation Le Ministère de la Santé est invité à organiser une étude épidémiologique autour de Marcoule.
- 18^{ème} recommandation L'autorité de radioprotection est invitée à réfléchir aux moyens de formaliser l'introduction et le développement du principe d'optimisation, dont le respect est exigé par la réglementation française.

ADOPTION DU RAPPORT PAR L'OFFICE PARLEMENTAIRE

M. Claude BIRRAUX a présenté les conclusions de son rapport lors de la séance que l'Office parlementaire d'Évaluation des Choix scientifiques et technologiques a tenue le 14 décembre 1994.

Après avoir rappelé les événements marquants de l'année auxquels il a été associé en tant que rapporteur de l'Office pour le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires, M. BIRRAUX a exposé les enseignements qu'il a tirés de ses investigations.

Une discussion s'est ensuite engagée entre M. BIRRAUX et MM. BOYER, DESCOURS, LAFFITE et SOURDILLE, sénateurs.

Les conclusions du rapport ont été adoptées à l'unanimité.

PERSONNALITES RENCONTREES OU CONTACTEES

ROYAUME UNI

BNFL (Sellafield, 11-12 juillet 1994)

- M. CAMERON, Opérateur, démantèlement (B16)
- M. COLQUHOUN, Chef de projet, Division du démantèlement et de la gestion des déchets
- M. COYLE, Directeur, centre de Stockage de Drigg (société NIREX)
- M. DEWAR, Opérateur, démantèlement (B16)
- M. GAFFNEY, Conseiller principal Sécurité-Effluents
- M. HUGHES, Chargé de mission Relations politiques
- M. KELLY, Directeur, Gestion des Déchets et Démantèlement
- M. MARSHALL, Directeur des Relations publiques
- M. NEWCOMBE, Chargé de mission Information du public
- M. PARTINGTON, Directeur Sûreté - Radioprotection
- M. SMITH, Chef de projet
- Mme WILLIAMS, Chef de projet, Relations publiques

UK Atomic Energy Authority (11-12 juillet 1994)

- M. NELSON, Directeur, UK AEA Government Division, programme DRAWMOPS (programme général pour la gestion du démantèlement)
- M. LEACH, AEA TECHNOLOGY, Division du démantèlement

Nuclear Electric (13 juillet 1994)

- Mme HARTE, Chef de section, Unité d'épidémiologie, Direction de la Santé et la Sécurité
- M. PASSANT, Chef de projet Technologies de l'Environnement, Division des déchets et du démantèlement
- M. DEVINE, Chef de projet Radioprotection, Division de la Santé et de la Sécurité

Centrale nucléaire d'Oldbury (13 juillet 1994)

- M. GORE, Directeur de production
- M. LADD, Superviseur de Salle de contrôle
- M. MILES, Ingénieur-opérateur
- Mme MULLINS, Directeur de la Communication et de l'Information
- M. STOODLEY, Directeur de la Santé et de la Sécurité

National Radiological Protection Board (13 juillet 1994)

Pr. CLARKE, Directeur

Dr. STATHER, Directeur-adjoint

Nuclear Installations Inspectorate (14 juillet 1994)

Dr. HARBISON, Directeur

M. WILLBY, Directeur adjoint, Chef du Service de la Politique technologique

M. BACON, Inspecteur principal (démantèlement), Service de la Politique technologique

Mme BOORMAN, Relations internationales

Her Majesty's Inspectorate of Pollution (14 juillet 1994)

Dr. STEARN, HM Superintending Inspector

M. SMITH, Division de la Politique de Pollution

M. JAMES, Division de la Stratégie économique

M. LEACH, Division des Matières radioactives, Politique internationale

British Nuclear Forum (14 juillet 1994)

M. HAYES, Directeur général

Dr. GITTUS, Directeur

Écologistes (14 juillet 1994)

M. GREEN, Les Amis de la Terre

M. WILLIS, GREENPEACE INTERNATIONAL

ÉTATS-UNIS

Nuclear Regulatory Commission (11 octobre 1994)

M. SELIN, Président

M. ROGERS, Commissaire

M. MIRAGLIA, Directeur adjoint, Office de la Réglementation nucléaire

M. MARKLEY, Projets Démantèlement, Office de la Réglementation nucléaire

Mme HERMANN, Assistant du Président

M. SORENSEN, Assistant du Commissaire Rogers

M. CULLINGFORD, Politique technologique et Liaisons internationales

M. UPSHAW, Relations internationales

Department of Energy (11 octobre 1994)

M. JODOIN, Office de la Coopération technologique internationale

M. PEETERS, Directeur adjoint, Office des Études sanitaires internationales

M. PELLETIER, Directeur, Office de la Réglementation sur l'Environnement

M. WALLO, Directeur, Division Air-Eau-Rayonnements

M. WARREN, Chef de projet (démantèlement), Office de la Gestion de l'Environnement

Nuclear Energy Institute (12 octobre 1994)

M. BAYNE, Président-Directeur général

M. RASIN, Vice-président, Affaires techniques et réglementaires

M. ANDERSEN, Chef de projet (Radioprotection, plans d'urgence, déchets)

M. KILLAR, Directeur, Programmes pour exploitants
M. NELSON, Chef de projet (Radioprotection, plans d'urgence, déchets)
Mme ROCHE, Communication institutionnelle

Filiales de sociétés françaises (12 octobre 1994)

M. MAC MURPHY, Président-directeur général, COGEMA Inc.

Écologistes (12 octobre)

M. COCHRAN, NATURAL RESOURCES DEFENSE COUNCIL (Washington D.C.)
M. SALZMAN, GREENPEACE (Denver, COLORADO)

Centrale de Fort St. Vrain (13 octobre)

Mme BROWN, Coordinateur Protection radiologique
Mme FISCHER, Directeur adjoint Démantèlement
M. GENTRY, Chef de projet Formation
Mme TAGGART, Mission Communication
M. WAREMBOURG, Directeur Démantèlement, PUBLIC SERVICE COMPANY OF COLORADO

Centre de Hanford (14 octobre 1994)

M. ALLEN, Chef de projet (Déchets), Centre d'Ingénierie et de Technologie, BATTELLE
INSTITUTE, PACIFIC NORTHWEST LABORATORY
Mme GARRETT, Chef de projet (Recherche technologique Démantèlement), BATTELLE
INSTITUTE, PACIFIC NORTHWEST LABORATORY
M. MATHIS, Directeur Déclassement-Démantèlement, CH2M HILL Hanford Inc.
M. THORNHILL, Chef de projet Déclassement-Démantèlement
Mme BECKER, Relations publiques, BATTELLE INSTITUTE, PACIFIC NORTHWEST
LABORATORY
M. MITCHELL, retraité
M. WINSHIP, retraité, Programme de déclassement du Réacteur B
M. ANDERSON, WESTINGHOUSE, Réacteur B
M. JACKSON, BECHTEL, Réacteur B
M. ROBERTS, WESTINGHOUSE, Réacteur B
M. ROWLETTE, WESTINGHOUSE, Réacteur B
M. MOFFITT, BECHTEL, Réacteur N

ALLEMAGNE (22-23 novembre 1994)

Pr. BIRKHOFER, Directeur, GRS
Pr. VOGL, Ministère de l'Environnement de Bavière
Pr. BAYER, BFS (Office fédéral de Radioprotection)
Dr. BÖHM, BFS
Dr. Ing. STEINER, Chef du projet Démantèlement, centrale de Gundremmingen
M. BERGEMANN, Chef du Département radioprotection, centrale de Gundremmingen
M. RIEGG, TÜV Bavière-Saxe, centrale de Gundremmingen
Dr. Ing. KATZENMEIER, centre de recherche KFK
M. GRABENSTÄTTER, centre de recherche KFK
Dr. WEHNER, Directeur général, DETEC

FRANCE

EDF - Exploitation du Parc nucléaire (24 juin 1994)

- M. AYE, Délégué aux Moyens centraux du Parc nucléaire
- Dr. BERTIN, Comité de Radioprotection
- M. BETSCH, DSRE Démantèlement
- M. DUPRAZ, Directeur, EDF-EPN
- M. HUTIN, Chef du département Maintenance
- M. LECORRE, DSRE Environnement
- M. MERCIER, Chef de la Mission technique
- M. ROLLIN, Secrétaire général, Comité de Radioprotection
- M. STRICKER, Directeur délégué, EDF-EPN
- M. TEISSET, Chargé de mission « Relations avec les Prestataires »
- M. VIOLE, EDF-EPN, Communication

IPSN (7 juillet 1994)

- M. AUFORT, Département d'Évaluation de Sûreté, Section d'Étude des facteurs humains
- M. BARD, Département de Protection de la Santé de l'Homme et de Dosimétrie, Chef du Laboratoire d'Épidémiologie et d'analyse du Détriment sanitaire
- M. CHARLEE, Département d'Évaluation de Sûreté, Service d'Évaluation de Sûreté des Usines et Laboratoires (SESUL)
- M. DEVILLERS, Chef du Département d'Évaluation de Sûreté
- M. FRANQUARD, Département d'Évaluation de Sûreté, SESUL/BESIAD
- M. GAMA, Département d'Évaluation de Sûreté, Service d'Évaluation de la Sûreté des réacteurs à eau sous pression
- M. GUEZENEC, Département d'Évaluation de Sûreté, SEPRI/BASC
- M. NENOT, Directeur de recherche
- Mme PARMENTIER, Adjoint au Directeur délégué à la Protection
- M. ROCHE, Département d'Évaluation de Sûreté, Bureau d'analyse de la sûreté du confinement
- Mme SUGIER, Directeur délégué à la Protection
- M. VESSERON, Directeur

Centrale de Chinon (22 septembre 1994)

- M. BUISSET, Chef de la Sous-Unité Technique, Maintenance
- M. DETANTE, Service Moyens du Site (déchets)
- M. FOUQUET, opérateur (STMI)
- M. GACHOWITCH, Service Moyens du Site, chef du service déchets-effluents environnement
- M. HILLAIRET, Mission Communication (animation du Groupe Effluents)
- M. HOLTZER, Contrôleur technique principal (responsable effluents-environnement)
- M. LETURDU, Directeur du CNPE
- M. MARCADE, Ingénierie du site, démantèlement Chinon A
- M. MASSOT, Ingénierie du site, démantèlement Chinon A
- M. SOULE, cadre SRP (installation CADEF A)
- M. STRICKER, EDF-EPN

Marcoule (27 septembre 1994)

- M. BATAILLE, Adjoint au Directeur, Sûreté-Sécurité, COGEMA
- M. BOHER, Relations extérieures, COGEMA-Marcoule
- M. CAUQUIL, Chef de la STEL, COGEMA
- M. CLECH, Chef du Service de Protection radiologique, COGEMA
- M. DELAUNAY, Directeur du centre de Marcoule, COGEMA
- M. LALLEMENT, Directeur, Direction de la Gestion des Déchets, CEA
- M. LAURENT, Directeur-adjoint, Branche Retraitement, COGEMA
- M. LEVRARD, Chef de la Section des Contrôles radiologiques, SPR, COGEMA
- M. MONTREUIL, Laboratoire de Contrôle des Effluents et de l'Environnement, COGEMA
- M. MOUTARD, Laboratoire de Mesures radiologiques, SPR, COGEMA
- M. PAGERON, Chef des Services de Production, COGEMA
- M. ROPERO, Relations extérieures, VALRHO, CEA
- M. STREIFF, UDIN, Direction du Cycle du Combustible, CEA
- M. VERGNE, Directeur du centre VALRHO, CEA

OPRI (27 octobre 1994)

- M. BIAU, Chef-adjoint, Département de Radiophysique
- M. BLANC, Chef de la Division Intervention
- Mlle DABURON, Chef du Département de Radiophysique
- Mme DE ZERTUCHA, Chef-adjoint, Département de Radiochimie
- M. DUTREIL, Administrateur provisoire
- Mlle LEMAITRE, Département de Radiochimie
- Mme REMENERIAS, Directeur, Laboratoire de Biologie médicale
- Mme TISNE, Département Relations extérieures

EDF, Département Sécurité Radioprotection Environnement (8 novembre 1994)

- M. ASTOLFI, Direction de l'Équipement, Département juridique (Sites-Environnement)
- M. BETSCH, Groupe Démantèlement
- M. CAMPANI, Expert Démantèlement
- M. DUCOULOMBIER, Chef du Groupe Environnement
- Mme HARBOUCHE, Communication
- Mme le Dr. HUBERT, Comité de Radioprotection
- M. LECORRE, Expert Environnement
- M. THEZEE, Chef du DSRE

Rencontres et entretiens divers

- M. AUVERLOT, DRIRE Provence-Alpes-Côte d'Azur
- M. BOURCIER, DSRE Environnement
- M. DEHE, EDF, Direction de l'Économie, de la Prospective et de la Stratégie, Service des Études Économiques générales, Département « Économie interne »
- M. GUILBAUD, Ministère de l'Industrie, DIGEC
- Pr. JAMMET
- M. KAHN, Ministère de l'Industrie, DIGEC
- M. LACOSTE, Directeur, DSIN
- M. LAGAIZE, DRIRE Centre, chef-adjoint de la Division nucléaire
- M. MASSE, Président, OPRI
- Mme RIVASI, Présidente, CRII-RAD

M. SAINT-RAYMOND, Directeur-adjoint, DSIN
M. TERRAZ, Ministère de l'Industrie, DIGEC

ANNEXES

SOMMAIRE

Bilans radiologiques pour le démantèlement du REP de référence aux États-Unis.....	239
Publications de l'AIEA consacrées au démantèlement des installations nucléaires	240
Programme de recherche coordonné de l'AIEA	241
Centrale de Gundremmingen : schéma de principe et phases de démantèlement.....	242
Calendrier prévisionnel pour le démantèlement de la Centrale nucléaire des Ardennes (Chooz-A)	243
Opinion de FRAMATOME sur la prise en compte des impératifs du démantèlement dans la conception des installations nucléaires.....	244
Estimation des volumes de déchets produits par le démantèlement de Fort St. Vrain.....	247
Démantèlement de RAPSODIE : échéancier simplifié des opérations.....	248
Démantèlement de RAPSODIE : ventilation des coûts annuels	249
Démantèlement d'AT1 : calendrier des opérations	250
Démantèlement d'AT1 : ventilation annuelle des coûts	251
Effluents radioactifs des REP d'EDF	253
Une visite à Marcoule... ..	259
Quelques indications sur la nappe phréatique de Hanford (Washington).....	266

Bilans radiologiques pour le démantèlement du REP de référence (États-Unis)

EXPOSITION	DECON	SAFSTOR 10 ans	SAFSTOR 30 ans	SAFSTOR 100 ans	ENTOMB (1)	ENTOMB (2)
EXPOSITION PROFESSIONNELLE						
Préparation du stockage sûr	—	2,824	2,824	2,824	—	—
Surveillance continue	—	0,10	0,14	0,14	ε	ε
Décontamination	11,145	3,375	0,246	0,01	—	—
Ensevelissement	—	—	—	—	9,00	10,00
Évacuation des déchets « préparation »	—	0,102	0,102	0,102	—	—
Évacuation des déchets « décontamination »	1,002	0,242	0,017	ε	—	—
Évacuation des déchets « ensevelissement »	—	—	—	—	0,16	0,21
<i>Total Exposition professionnelle</i>	<i>12,15</i>	<i>6,64</i>	<i>3,33</i>	<i>3,08</i>	<i>9,16</i>	<i>10,21</i>
EXPOSITION DU PUBLIC						
Préparation du stockage sûr	—	ε	ε	ε	—	—
Surveillance continue	—	ε	ε	ε	ε	ε
Décontamination	ε	ε	ε	ε	—	—
Ensevelissement	—	—	—	—	ε	ε
Évacuation des déchets « préparation »	—	0,021	0,021	0,021	—	—
Évacuation des déchets « décontamination »	0,206	0,05	0,004	ε	—	—
Évacuation des déchets « ensevelissement »	—	—	—	—	0,04	0,04
<i>Total Exposition du public</i>	<i>0,21</i>	<i>0,07</i>	<i>0,03</i>	<i>0,02</i>	<i>0,04</i>	<i>0,04</i>
TOTAL GÉNÉRAL	12,36	6,71	3,36	3,10	9,20	10,25

— : sans objet ; ε : valeur négligeable ; doses exprimées en homme×Sievert

(1) structures internes de la cuve incluses ; (2) structures internes de la cuve enlevées

Source : US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION - Office of Nuclear Regulatory Research, *Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities*, NRC, NUREG-0586, août 1988

PUBLICATIONS DE L'AIEA (1980-1994)

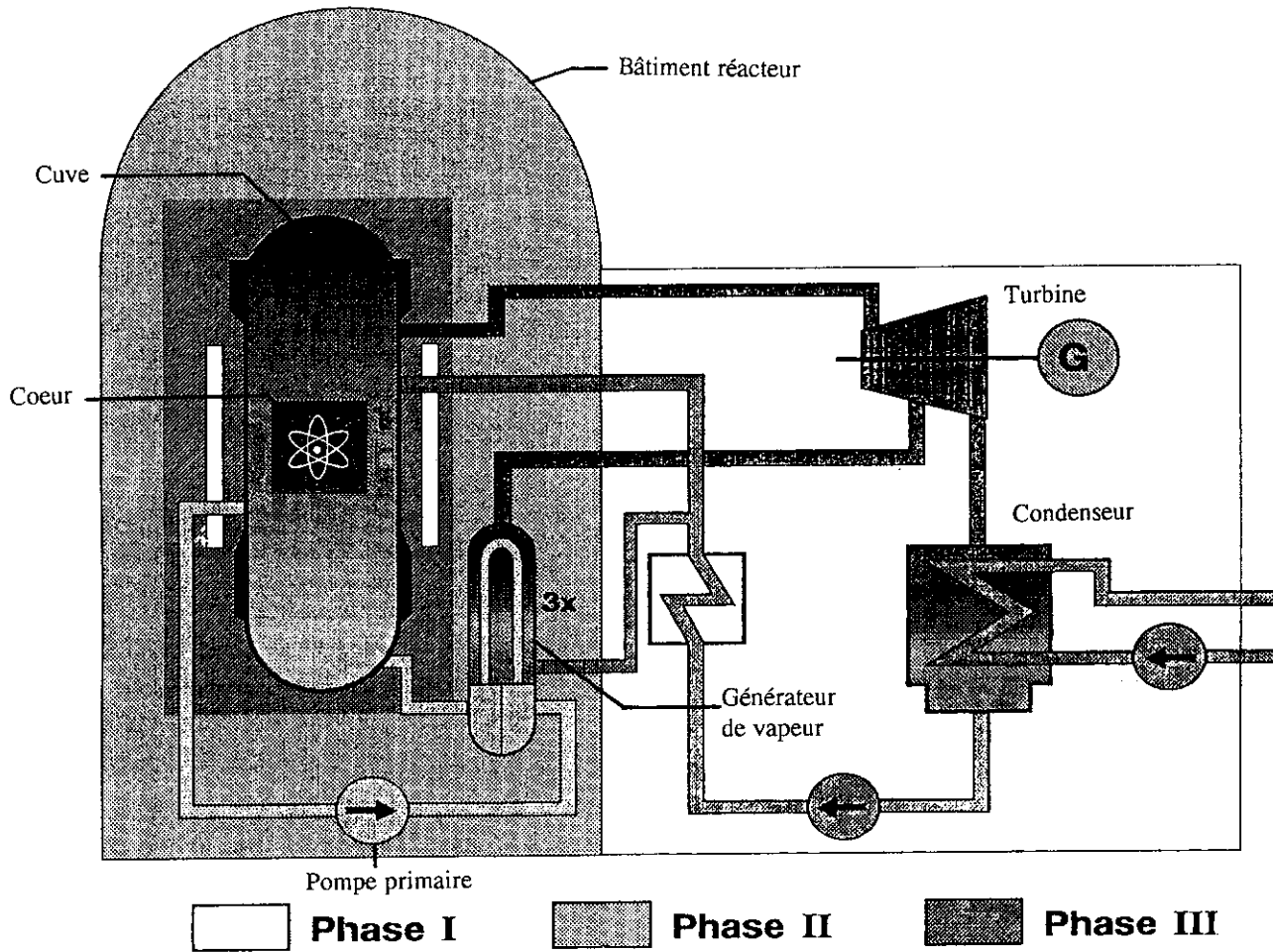
Collection « Sécurité »	
Facteurs liés au déclassement des réacteurs nucléaires basés à terre	SS n° 52 (1980)
Sûreté du démantèlement des réacteurs de recherche	SS n° 74 (1986)
Processus réglementaire pour le déclassement des installations nucléaires	SS n° 105 (1990)
Collection « Rapports techniques »	
Démantèlement des installations nucléaires : décontamination, désassemblage et gestion des déchets	TRS n° 230 (1983)
Décontamination des installations nucléaires pour l'exploitation, l'inspection, la maintenance, les modifications ou le démantèlement	TRS n° 249 (1985)
Méthodologie et technologies du démantèlement des installations nucléaires	TRS n° 267 (1986)
Méthodes pour réduire l'exposition des travailleurs pendant le démantèlement des installations nucléaires	TRS n° 278 (1987)
Décontamination et démolition des structures métalliques et en béton pendant le démantèlement des installations nucléaires	TRS n° 286 (1987)
Facteurs liés au recyclage et à la réutilisation des composants issus du démantèlement des installations nucléaires	TRS n° 293 (1988)
Programmes de surveillance pour la libération sans restriction des installations nucléaires démantelées	TRS n° 334 (1992)
Nettoyage et démantèlement d'un réacteur nucléaire après un accident grave	TRS n° 346 (1992)
Application des équipements de manipulation télécommandés au démantèlement des installations nucléaires	TRS n° 348 (1993)
Planification et gestion du démantèlement des réacteurs de recherche et d'autres petites installations nucléaires	TRS n° 351 (1993)
Démantèlement des installations minières et de traitement des minerais et élimination des résidus	TRS n° 362 (1994)
Décontamination des réacteurs refroidis à l'eau	TRS n° 365 (1994)
Techniques de démantèlement des réacteurs de recherche	TRS n° 373 (1994)
Collection « Documents techniques »	
Décontamination des centrales nucléaires en exploitation	TECDOC-248 (1981)
Décontamination et démantèlement des installations nucléaires : rapport final de trois réunions de recherche (1984-1987)	TECDOC-511 (1989)
Décontamination des châteaux de transport et des installations d'entreposage de combustibles usagés	TECDOC-556 (1990)
Facteurs liés à la fermeture hermétique des installations nucléaires	TECDOC-603 (1991)
Évaluation de sûreté des installations nucléaires hermétiquement fermées	TECDOC-606 (1991)
Politiques nationales et réglementations pour le démantèlement des installations nucléaires	TECDOC-714 (1993)
Décontamination et démantèlement des installations nucléaires : résultats d'un PRC (programme de recherche coordonné), phase 2 (1989-1993)	TECDOC-716 (1994)
Collection « Données nucléaires »	
Conditions en matière de données nucléaires pour le démantèlement des réacteurs à fission (AIEA-AGM, Vienne, 1992)	INDC (NDS) 269 (1993)

LE PROGRAMME DE RECHERCHE COORDONNE DE L'AIEA

Un seul Programme de Recherche coordonné (PRC) est actif actuellement, qui a pour thème : « *Nouvelles méthodes et techniques pour l'optimisation de la décontamination pour la maintenance ou le démantèlement* ».

Contrats retenus dans le PRC Démantèlement actuel

Titre	Contractant	Début	Fin
Comparaison de techniques de décontamination poussée sur des pièces d'un réacteur électronucléaire démantelé	Centre d'Étude sur l'Énergie nucléaire (Mol, Belgique)	01.05.94	31.12.98
Décontamination et rénovation de Celeste-1	Centre national de l'Énergie nucléaire (Brésil)	15.05.94	14.05.95
Nettoyage d'une boucle grâce à une technique de décontamination rédox	Institut de Protection radiologique (Shanxi, Chine)	15.06.94	14.06.95
Décontamination par mousse de grands composants nucléaires avant démantèlement	CEA-UDIN (Marcoule)	01.05.94	31.12.98
Développement d'installations et techniques de fusion pour la décontamination et le recyclage de métaux radioactifs	Siempelkamp Giesserei GmbH (Krefeld, Allemagne)	01.05.94	31.12.98
Qualification d'une méthode de faible concentration pour la décontamination d'un circuit primaire	Centrale nucléaire de Paks (Hongrie)	15.05.94	14.05.95
Études en laboratoire et en boucles sur des méthodes chimiques et électrochimiques pour la décontamination de systèmes dans les réacteurs nucléaires	Centre de Recherches atomiques de Bhabha (Bombay, Inde)	01.05.94	31.12.98
Décontamination d'une installation de production de radioisotopes	Agence nationale de l'Énergie atomique (Java Barat, Indonésie)	01.09.94	31.12.98
Efficacité de différentes techniques de décontamination sur des ferrailles provenant de centrales nucléaires démantelées	ENEL (Milan, Italie)	01.05.94	31.12.98
Décontamination de structures en béton	KEMA (Arnhem, Pays-Bas)	01.05.94	31.12.98
Développement de nouvelles méthodes de décontamination chimiques et électrochimiques pour des pièces sélectionnées du circuit primaire de réacteurs VVER-230 et VVER-1000	Alldeco S.R.O. (Bohunicé, République slovaque)	15.05.94	14.05.95
Modélisation de contamination et décontamination	BNFL (Sellafield, Royaume Uni)	01.05.94	31.12.98
Décontamination pour la maintenance et le démantèlement des installations nucléaires	organismes divers (Biélorussie)	15.06.94	31.12.98
Caractérisation de la contamination surfacique en tritium et développement d'une technique de décontamination UV/ozone	Ontario Hydro Technologies (Ontario, Canada)	15.06.94	31.12.98



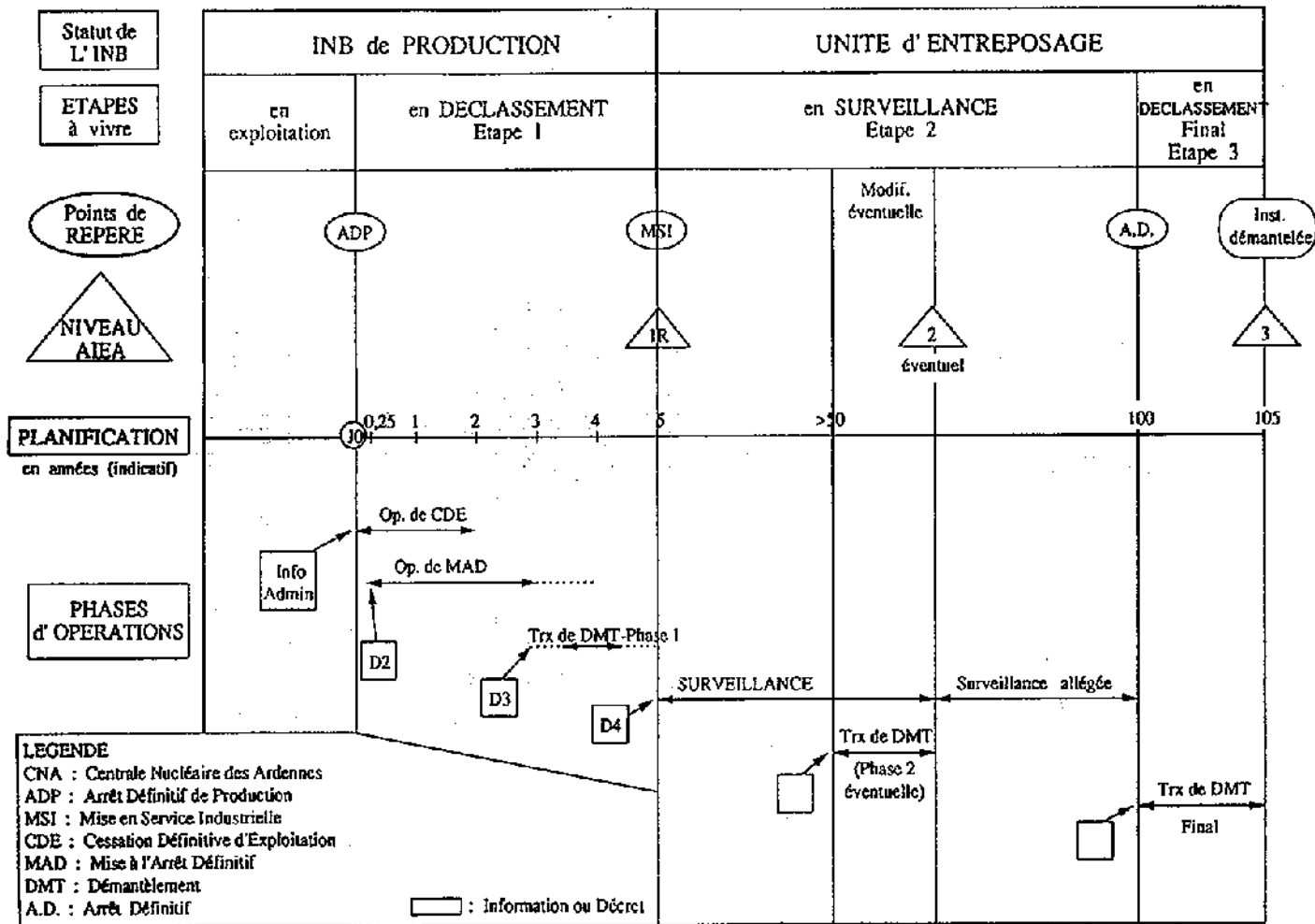
CENTRALE DE GÜNDREMMINGEN

V455/7.5

KRB

Phasen des Rückbaues

CALENDRIER PREVISIONNEL POUR LE DEMANTELEMENT DE CHOOZA



Démantèlement des installations nucléaires

Conception et démantèlement des chaudières à eau pressurisée

Sur le plan de la conception, deux éléments majeurs interviennent vis-à-vis du démantèlement des chaudières nucléaires : la facilité de démontage, pour limiter les durées d'exposition des personnels d'intervention, et le niveau de radioactivité des matériels de façon à diminuer les doses émises et faciliter le traitement et le stockage des déchets.

D'une façon générale, les chaudières à eau pressurisée -du type retenu pour le programme français et pour le réacteur des années 2000 en cours de conception à Framatome, en association avec Siemens- sont particulièrement commodes à démanteler lorsqu'on les compare à d'autres types de réacteurs. Le coeur et tous les constituants de son supportage qui se trouvent dans la cuve -les parties les plus actives de l'installation- sont démontables sans grande difficulté après ouverture du couvercle de la cuve. C'est d'ailleurs une opération qui est effectuée lors des visites décennales d'inspection. La pièce la plus difficile à manipuler et à évacuer est la cuve elle-même.

Pour les parties hors cuve, l'activité n'est due qu'à une contamination de surface et non à une radioactivité induite dans les matériaux de base comme pour les constituants du bloc réacteur. Le démontage de ces parties s'effectue sans difficulté intrinsèque -avec toujours la recherche de la réduction des durées d'intervention grâce à une accessibilité en amélioration constante grâce notamment au retour d'expérience apportée par la maintenance. Les plus gros éléments sont les générateurs de vapeur. Ceux-ci sont déjà remplacés en cours d'exploitation, sans problème majeur et la France dispose d'une grande expérience dans ce domaine.

L'activité radiologique d'une chaudière nucléaire au moment du démantèlement résulte essentiellement de l'activation des structures irradiées pendant la marche du réacteur et de la contamination provenant du dépôt de produits actifs sur les surfaces intérieures des composants du circuit primaire. Pour réduire activation et contamination, un gros effort a été effectué sur le choix des matériaux qui sont soumis à irradiation au cours de la vie de la chaudière. Les éléments activables - en particulier le cobalt- et les impuretés susceptibles de produire des radioisotopes à longue durée de vie, ont des niveaux maximum très strictement

limités. Des améliorations sont toujours possibles. Pour cela, il faudrait utiliser des matériaux n'engendrant que des isotopes de courte durée de vie et disposant des caractéristiques thermo-mécaniques nécessaires pour assurer la qualité, la fiabilité et la sûreté de ces matériels. Les quantités en cause sont cependant limitées et rendraient les coûts de ces matériaux extrêmement élevés, et alors que la situation actuelle -fortement améliorée depuis les origines- apparaît à notre connaissance comme satisfaisante aux exploitants.

Pour le reste de l'installation où la radioactivité est due à une contamination de surface liée au dépôt de produits d'usure ou de corrosion libérés dans le circuit primaire, véhiculés par le fluide et activés durant leur passage dans le coeur du réacteur, des études importantes continuent pour diminuer les éventuels dépôts et leur activité. Cette contamination de surface constitue en effet une contrainte d'exploitation et de maintenance avant d'en être une pour le démantèlement. Ces travaux s'effectuent en liaison étroite entre le constructeur de réacteurs et l'exploitant. Les opérations de démantèlement en tireront profit. Les études actuelles portent sur les moyens de limiter la mise en suspension dans le circuit primaire des produits susceptibles de s'activer. Ils concernent aussi le choix des matériaux utilisés dans certains composants tels que les assemblages de combustible, les robinets et les vannes. Un gros effort est fait pour limiter la présence de cobalt dans les vannes et les robinets.

On peut noter aussi à titre d'exemple que pour la réalisation des équipements internes du réacteur, les aciers inoxydables contenant des traces de niobium -intéressants sur le plan métallurgique, en particulier sur celui de la résistance à la corrosion- ont été néanmoins strictement interdits en raison de leur capacité à produire des radioéléments à longue durée de vie. L'utilisation de nouveaux alliages pour les tubes de générateurs de vapeur permet aussi une diminution de la contamination des circuits.

Des mesures pratiques complémentaires sont prises aussi pour réduire la contamination du circuit primaire par un contrôle de plus en plus fin de la chimie de l'eau primaire, ou pour rendre plus faible la décontamination des circuits, ou encore réduire, lorsque cela est possible, la longueur des circuits.

D'une façon générale, on peut dire que les dispositions prises au stade de la conception des chaudières nucléaires pour faciliter la maintenance en facilitent le démantèlement. Ce point semble beaucoup plus net dans le cas du nucléaire que dans le cas de la plupart des autres équipements industriels.

Il n'est jamais apparu non plus dans les études de conception menées par Framatome de contradiction entre les règles de sécurité et les besoins associés à la maintenance ou au démantèlement des chaudières. A vrai dire, la question ne se pose pas de cette façon dans la mesure où la sûreté est un impératif

incontournable, codifié et contrôlé par les autorités de sûreté. Aucun constructeur de chaudières nucléaires ne pourrait mener d'études qui seraient en contradiction avec les règles de sûreté, ou qui risqueraient de ne pas obtenir les autorisations d'application accordées par les autorités de sûreté.

Dans les conditions définies de sûreté, de performances, d'opérabilité, de disponibilité, de maintenance, telles qu'imposées aux centrales nucléaires françaises, et dans le système de gestion des déchets -conditionnement, traitement, stockage, recyclage éventuel- tel qu'il est organisé, les questions posées par le démantèlement, ressortent pour l'essentiel d'optimisations technico-économiques dans lesquelles la durée séparant la mise à l'arrêt de l'installation et son démantèlement joue un rôle essentiel.

Les chaudières à eau pressurisée du type de celles utilisées en France sont, en effet, il convient de le rappeler, globalement bien adaptées au démantèlement.

ESTIMATION DES VOLUMES DE DECHETS PRODUITS PAR LE DEMANTELEMENT DE FORT ST. VRAIN

COMPOSANT DU RÉACTEUR ou DÉCHETS	VOLUME	CLASSE (1)
<i>Systèmes extraits du caisson en béton précontraint</i>		
Béton du caisson	1 174,94	A
Mécanismes de barres de contrôle	97,81	A
Absorbeurs de barres de contrôle	18,81	C
Réflecteurs des barres de contrôle	4,04	C
Barres en acier inoxydable boré	845,27	B
Plaques supérieures de coeur	1,59	A
Chemise en acier et isolateur thermique du haut de caisson	13,32	A
Cuvelage de coeur	21,97	A
Blocs de support du coeur	41,09	A
Supports du coeur (isolateur, plaques, chemise)	6,94	A
Gaine métallique des réflecteurs	28,67	C
Éléments combustibles factices	168,28	A
Réflecteurs de graphite	237,65	A, B
Blocs d'isolation en silice	14,27	A
Réflecteurs perméables	709,32	B
« Clefs » de réflecteurs	0,57	A
Coque métallique de réflecteur	0,58	A
Protection radiale de la cavité (isolant, chemise...)	55,57	A
Système de purification et régénération de l'hélium	1,42	C
Circulateurs d'hélium	30,87	A
Générateurs de vapeur	4,01	A
Divers	269,02	A, B
<i>Total Caisson réacteur</i>	<i>3 746,01</i>	<i>1,3.10⁶</i>
<i>Matériels de manipulation, stockage et traitement</i>		
Machine de manipulation du combustible	63,33	A
Puits de stockage du combustible	28,48	A
Équipement des puits de stockage	2,98	A
Château auxiliaire de transfert	19,52	A
Cellule chaude	10,98	A
<i>Total Manipulation, stockage et traitement</i>	<i>125,29</i>	<i>3,88.10⁻²</i>
<i>Systèmes de décontamination et gestion des déchets</i>		
Systèmes de décontamination	9,57	A
Déchets liquides radioactifs	9,15	A
Hydrocarbures radioactifs	32,93	A
Aures déchets radioactifs « secs »	153,34	A
<i>Total Décontamination et gestion des déchets</i>	<i>204,29</i>	<i>1,33.10⁻⁴</i>

volumes en m³ ; CLASSE = classe retenue dans les déchets LLW

(1) aux lignes Total ... sont indiquées les activités totales de ces catégories de matériels (en curies)

Source : *Integrated Database for 1993 : US Spent Fuel and Radioactive Waste Inventories, Projections and Characteristics*, OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, mars 1994

DEMANTELEMENT RAPSODIE - ECHANCIER SIMPLIFIE DES OPERATIONS

		1 9 8 7	1 9 8 8	1 9 8 9	1 9 9 0	1 9 9 1	1 9 9 2	1 9 9 3	1 9 9 4
Assemblages réflecteurs	Déchargement - évacuation	■	■	■					
Travaux sur circuits	Issolation		■						
	Lavage		■						
	Décontamination			■					
	Démantèlement				■				
Confinement du bloc réacteur						■			
Mise en ordre - assainissement		■							
Aménagement de l'installation pour améliorer la sécurité des opérations				■					
Destruction du sodium primaire	Etudes				■				
	Réalisation machine - essais					■			
	Destruction sodium							■	

Situation au 01/11/93

DECLASSEMENT RAPSODIE - VENTILATION DES COÛTS ANNUELS

	83-86	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	TOTAL	pourcent.
Oper. prélim	6,5	0,6								7,1	5%
Mise à l'arrêt	coût rattaché à la période de fonctionnement										
Equipements				1,8	5,0	5,6	1,5	2,3		16,2	
Opér. Démantèl.	2,8	5,3	6,8	5,8	6,5	1,5	1,8	3,4	1,4	35,3	25%
Déchets	1,7	1,4	2,2	2,3	2,5	1,4	0,5	2,8	0,4	15,2	11%
SENEX		9,4	6,9	6,7	5,5	3,8	4,5	5,7	4,1	46,6	32%
Réhabilit.site	concerne le niveau 3										
Management	2,6	0,5	0,8	1,4	2,9	3,1	3,0	2,9	2,5	19,7	14%
R et D	1,4									1,4	1%
Combustible	coût rattaché à la période de fonctionnement										
Coûts divers		0,3	0,7	0,4	0,2	0,2	0,2	0,2	0,2	2,4	2%
TOTAL (en MF)	15,0	17,5	17,4	18,4	22,6	15,6	11,5	17,3	8,6	143,9	100%
Pourcentage	10%	12%	12%	13%	16%	11%	8%	12%	6%	100%	
répartition annuelle des coûts en MF (c.e.89) - valeurs extrapolées pour 93 et 94											

DEMANTELEMENT ATI - CALENDRIER DES OPERATIONS

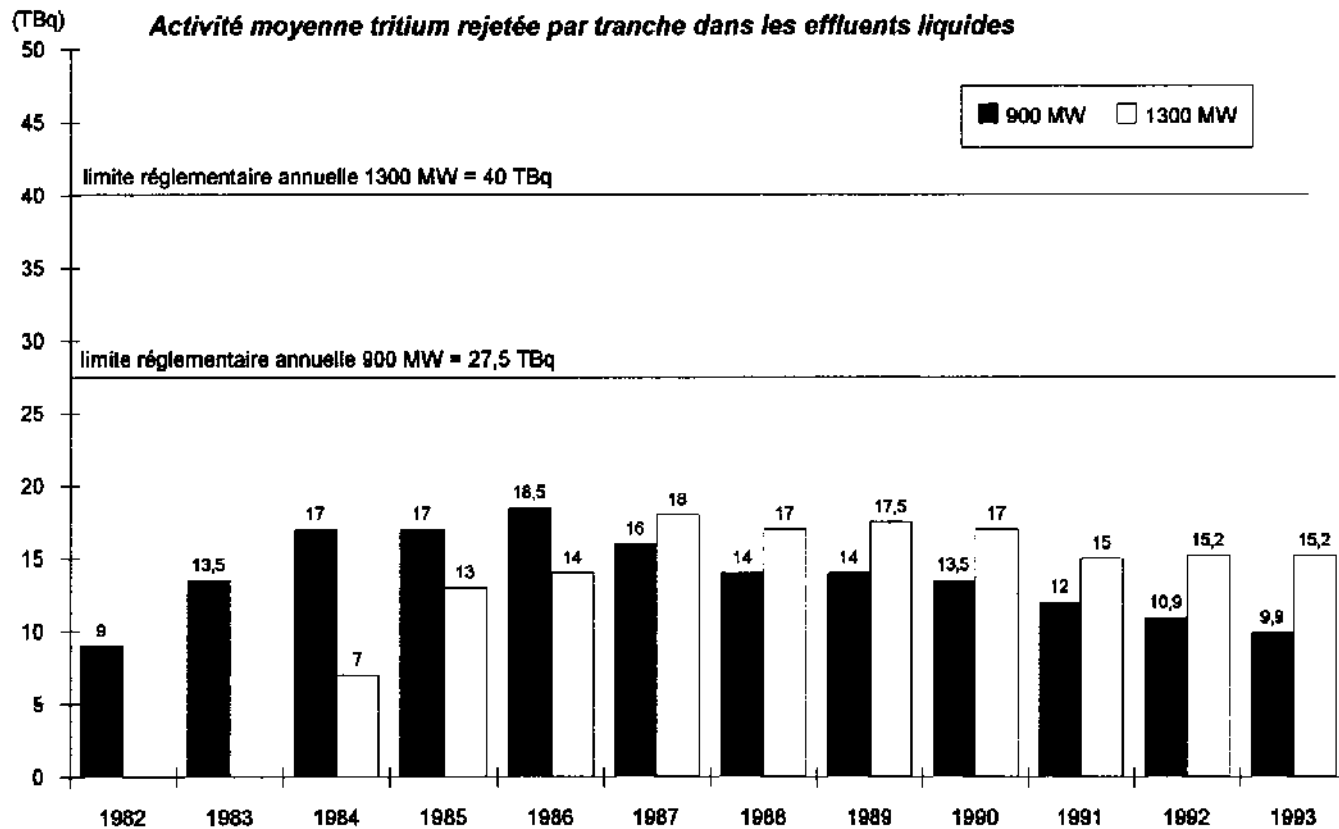
		1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	
TRAVAUX PRELIMINAIRES		[Barres noires]													
ETAPE 1	Démantèlement des boîtes à gants	[Barres noires]													
	Démantèlement du stockage extension	[Barres noires]													
	Assainissement du bâtiment extension	[Barres noires]													
ETAPE 2	Démantèlement des périphériques	[Barres noires]													
	Aménagement de la zone d'ATENA	[Barres noires]													
ETAPE 3	Montage et essais d'ATENA	[Barres noires]													
	Mise en place de l'atelier de traitement des déchets	[Barres noires]													
	Démantèlement des cellules haute activité	[Barres noires]													
	Démantèlement des cellules mécaniques	[Barres noires]													
ETAPE 4	Démantèlement du stockage des produits de fission	[Barres noires]													
	Démantèlement du stockage des effluents	[Barres noires]													
ASSAINISSEMENT FINAL		[Barres noires]													

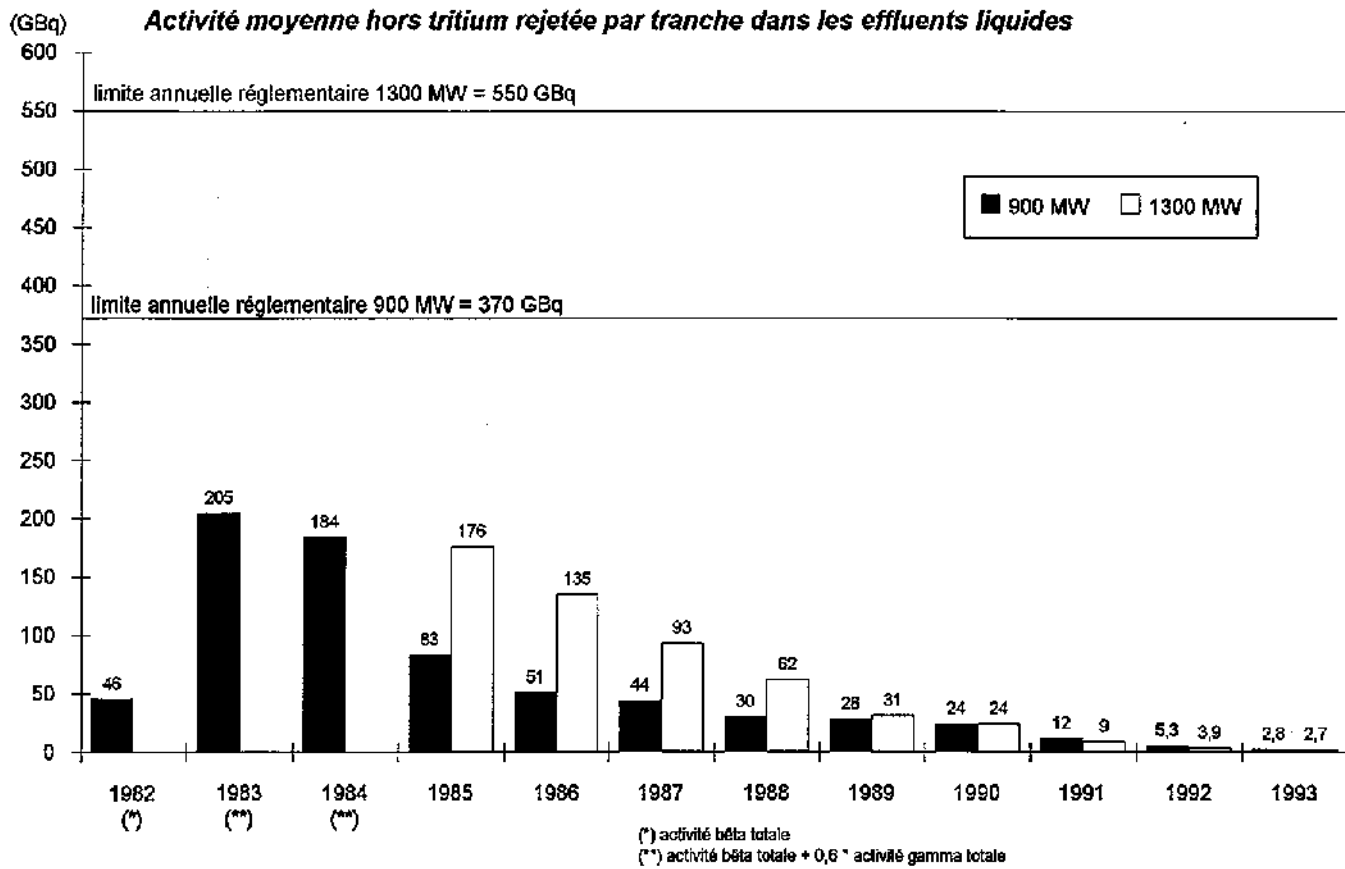
AT1 - VENTILATION ANNUELLE DES COUTS

	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	TOTAL
Opér.prelim.	2,2													2,2
Mise à l'arrêt														
Equipements		2,3	1,3	6,8	7,5	5,5	5,1	8,2	4,8	1,6	1,8	1,5	0,5	46,9
Démantèlement	0,9	1,4	1,1	4,6	2,9	4,2	4,2	3,6	6,8	4,5	2,3	4,4	4,8	45,7
Déchets	1,8	0,7	0,3	0,9	1,3	1,6	2,9	3,3	2,8	2,6	3,6	2,8	5,0	29,6
SENEX	8,8	6,8	7,4	7,0	8,2	7,6	8,4	6,7	7,8	6,4	4,4	8,7	7,4	95,6
Réhabilit. site										0,8	0,9	0,8	1,5	4,0
Management	2,6	1,7	1,6	3,0	2,6	2,1	1,8	1,5	2,2	2,6	1,4	1,3	1,3	25,7
R et D														
Combustible														
Coûts divers	0,4	0,3	0,3	0,6	0,6	0,5	0,6	1,1	0,9	0,6	0,7	0,7	0,5	7,8
TOTAL	16,7	13,2	12,0	22,9	23,1	21,5	23,0	24,4	25,3	19,1	15,1	20,2	21,0	257,5
pourcent.	6%	5%	5%	9%	9%	8%	9%	9%	10%	7%	6%	8%	8%	100%
répartition annuelle des coûts en MF (c.e. 1989) - valeurs extrapolées pour 1993 et 1994														

EFFLUENTS RADIOACTIFS DES CENTRALES REP D'EDF

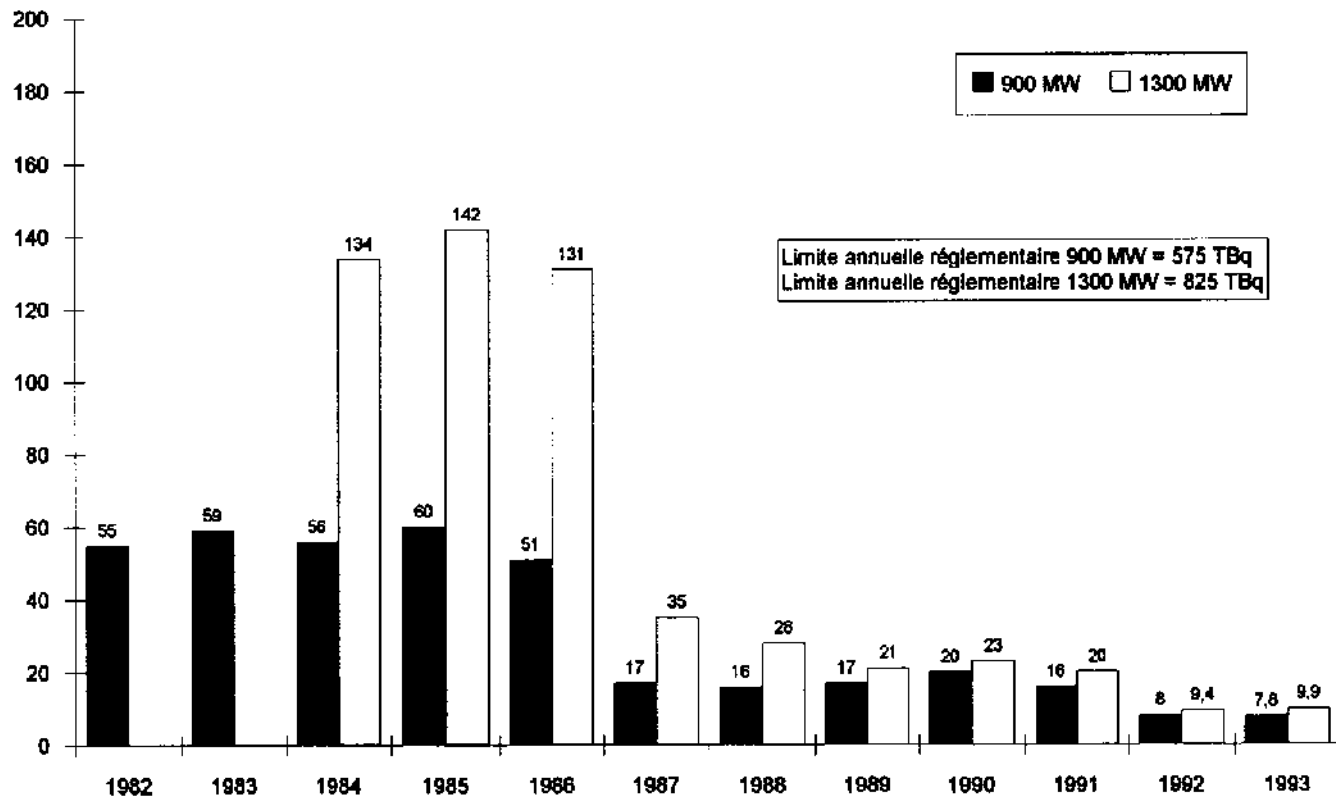
Les tableaux présentés dans les pages suivantes sont constitués à partir des données publiées dans les rapports « Environnement » de la Direction EDF-Production-Transport.





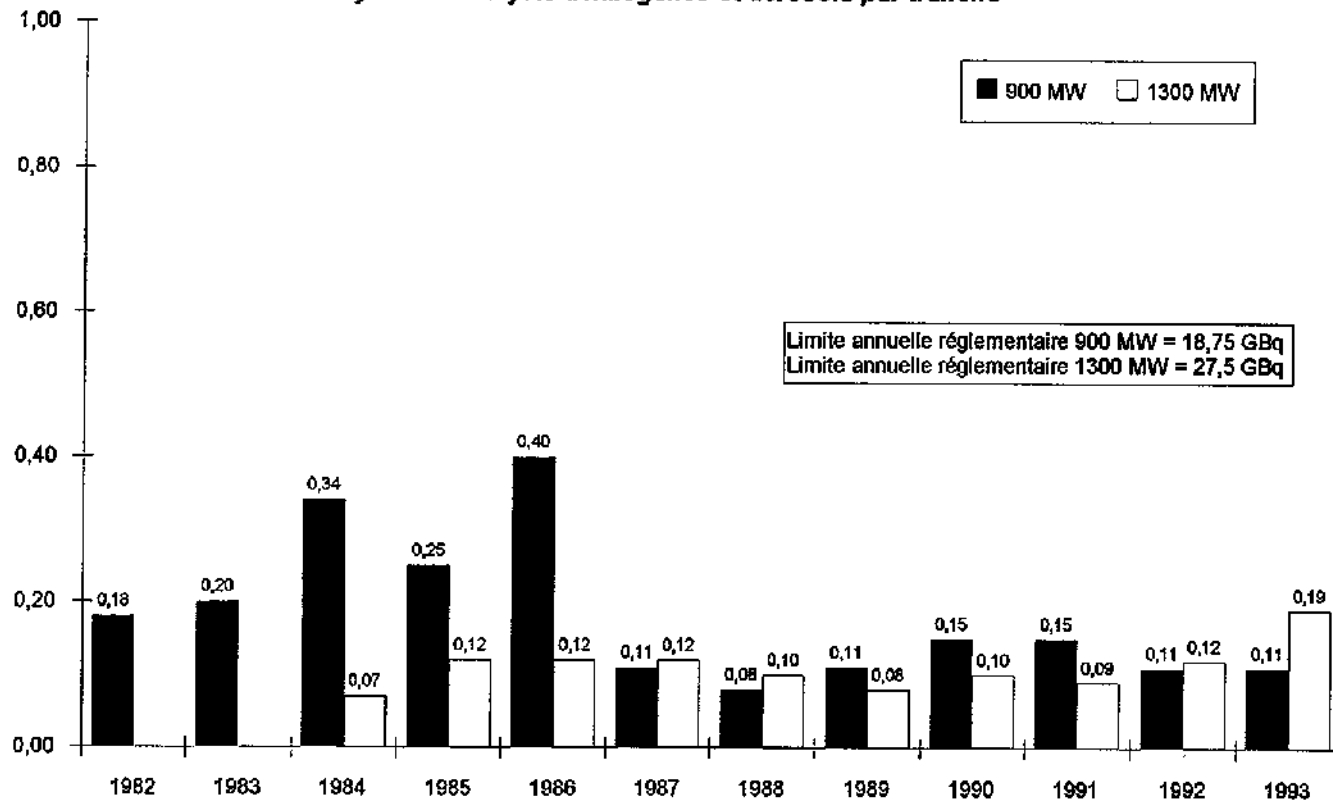
(TBq)

Activité moyenne des gaz rares rejetée par tranche



(GBq)

Activité moyenne des rejets d'halogènes et aérosols par tranche



UNE VISITE A MARCOULE...

1. La gestion des effluents liquides et gazeux à Marcoule

Je me suis rendu à Marcoule le 27 septembre 1994 afin d'y observer dans quelles conditions étaient gérés les effluents liquides et gazeux sur ce site complexe, qui abrite à la fois des installations civiles et militaires qui peuvent dépendre soit du CEA soit de la COGEMA.

Les autorisations de rejets pour le site de Marcoule sont actuellement ordonnées autour d'une autorisation globale à l'intérieur de laquelle sont distinguées des autorisations particulières pour les installations civiles (PHENIX, ATALANTE et MELOX). L'établissement COGEMA-Marcoule comptabilise l'ensemble des rejets liquides et gazeux des unités présentes sur le site (sauf les rejets gazeux de PHENIX) et s'assure du respect de l'autorisation globale. L'établissement COGEMA-Marcoule a passé diverses conventions concernant la gestion des effluents et des déchets : INBS du CEA et ATALANTE (12 mai 1993), MELOX (radioprotection : 14 juin 1994 ; rejets gazeux et effluents liquides en cours de validation en septembre 1994).

2. La Station de Traitement des Effluents liquides (STEL)

J'ai visité — entre autres — la nouvelle Station de Traitement des Effluents Liquides. La STEL est le passage obligé pour l'ensemble des effluents radioactifs provenant des diverses installations industrielles ou de recherche du site de Marcoule. Sa mission consiste à séparer les radioéléments des liquides dans lesquels ils sont dissous, à concentrer ces radioéléments, à les isoler et les conditionner avant leur entreposage définitif, et à rejeter au Rhône les effluents purifiés.

La collecte des effluents provenant des installations de production s'effectue au travers d'un réseau souterrain ou aérien de canalisations en acier inoxydable, confinées dans des caniveaux étanches et blindés. Trois stations de pompage permettent le transfert des effluents de l'ensemble du site vers la STEL. Des cuves en acier inoxydable permettent de stocker et trier près de 2000 m³ d'effluents avant traitement.

3. Les traitements subis par les effluents

La STEL dispose aujourd'hui de deux procédés de traitement, dont le plus récent (évaporation) permet une décontamination poussée d'un facteur 10 000 environ, alors

que le traitement le plus ancien (précipitation chimique) avait un facteur de décontamination de 50 au maximum :

- l'installation d'évaporation a coûté près d'1 MdF et comprend deux évaporateurs identiques dont l'un n'est pas utilisé et reste disponible en secours ; les effluents y sont portés à ébullition puis condensés sous forme d'eau décontaminée ; celle-ci est dirigée vers les installations de neutralisation ; de leur côté, les matières radioactives (concentrat) restent dans le bouilleur ; elles subissent ensuite un traitement chimique de précipitation ;
- grâce à l'ajout de réactifs chimiques dans l'effluent, l'installation de précipitation piège les radioéléments dans un produit qui précipite sous forme de boue et laisse un reste d'effluent décontaminé.

Les boues sont filtrées, essorées puis enrobées dans du bitume et placées dans des fûts. Les effluents décontaminés sont dirigés vers des installations de neutralisation, filtration et stockage. Ils sont ensuite rejetés dans le Rhône grâce à une canalisation « en clarinette » qui assure une bonne dilution dans les eaux du fleuve.

L'installation d'évaporation traite environ 80% des volumes d'effluents. Ceux-ci représentent 93% environ de l'activité β mais 50% seulement de l'activité α . En effet certains effluents sont trop corrosifs pour pouvoir être passés dans l'évaporateur.

Les années récentes ont vu une diminution sensible des rejets liquides après 1990 (mise en service de la STEL), diminution confirmée en 1992-93 par une adaptation des procédés d'exploitation (cf. graphiques en pages suivantes).

4. Impact des rejets sur l'environnement et contrôle

Un grand nombre de moyens est mis en oeuvre dans le cadre de la surveillance de l'environnement. 30 personnes gèrent 150 voies de mesures en continu et 17 000 prélèvements d'échantillons (en 1993) sur lesquels ont été pratiquées 35 000 analyses (8 000 pour le milieu aquatique et 27 000 pour le milieu terrestre).

48 cheminées sont surveillées en continu et 350 forages permettent de surveiller la nappe phréatique. 6 stations de mesure permanente de l'irradiation et de la radioactivité des gaz sont implantées dans les villages avoisinants.

Les résultats des contrôles de l'environnement effectués par la COGEMA montrent que les groupes critiques n'engagent que de faibles pourcentages des limites annuelles d'incorporation pour les radionucléides rejetés.

5. L'état de la nappe phréatique

Plus que sur les conséquences générales des rejets au regard de l'environnement, c'est l'état de la nappe phréatique sous le site de Marcoule qui semble devoir retenir l'attention. En croisant diverses informations glanées au fil de multiples entretiens, il m'apparaît qu'une rupture dans une canalisation d'effluents, survenue dans les années 76 ou 77, a entraîné une contamination de la nappe en strontium, yttrium et autres

radioéléments. D'après la direction, 5 à 6 forages ne seraient « pas très propres », du fait d' *"incidents survenus dans le passé"*.

Par ailleurs une contamination moyenne en tritium de l'ordre de 100 Bq/l est détectable sous l'ensemble du site. Cependant, alors que la direction du centre m'a indiqué que cette valeur moyenne recouvrait une plage allant de 0 à 500 Bq/l selon les puits, Mme RIVASI a mentionné une concentration en tritium d'environ 50 000 Bq/l au point n° 90. La COGEMA estime que la contamination en tritium est le résultat direct des rejets atmosphériques et que cette corrélation est confirmée par un modèle établi dès 1979 par l'IPSN. Les facteurs de transfert utilisés dans ce modèle atmosphérique auraient été validés par l'expérience à un facteur 10 près.

La santé des populations ne semble pas aujourd'hui en danger. L'ex-SCPRI a demandé à la COGEMA de prendre ses dispositions pour que la contamination en tritium, strontium et autres radioéléments détectables dans la nappe ne s'étende pas aux puits civils. C'est ainsi que la COGEMA a mis en place des installations destinées à rabattre la nappe, c'est-à-dire la pomper puis la rejeter dans le Rhône après traitement éventuel. Cependant le puits situé près du village de Codolet étant le plus exposé aux mouvements de la nappe, l'ex-SCPRI a demandé que son eau ne soit plus bue après que la contamination eut dépassé un niveau jugé intolérable. Le forage d'un puits plus profond a été payé par la COGEMA. Par ailleurs un mur souterrain a été construit en bordure du site pour limiter et freiner le mouvement de la nappe. La direction du centre m'a indiqué que la COGEMA est en rapport permanent avec le BRGM à ce sujet.

Il semble évident que la contamination a dû être importante dans le passé. Il semble tout aussi évident que la situation s'est certainement améliorée très sensiblement aujourd'hui, du fait de la « politique de progrès » mise en place par le site, vraisemblablement de son propre fait et vraisemblablement aussi sous l'impulsion des pouvoirs publics en partie.

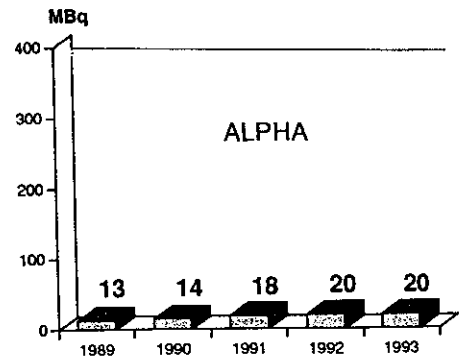
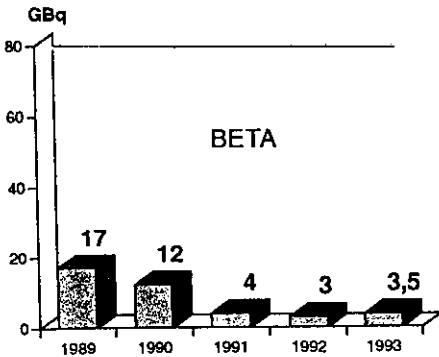
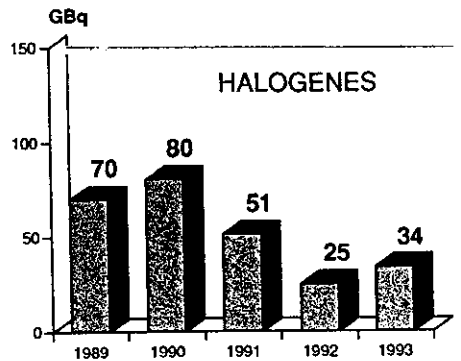
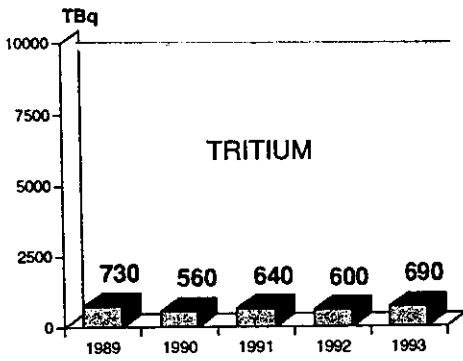
Dans ces conditions, pourquoi ne pas faire un peu plus de communication sur l'état de la nappe phréatique ? Pourquoi ne pas clarifier certaines interrogations légitimes en sortant d'un secret qui n'a plus lieu d'être désormais ?

Je ne peux m'empêcher de comparer l'obscurité qui prévaut aujourd'hui sur l'état de la nappe de Marcoule et la transparence dont fait preuve le DoE sur le site tristement renommé de Hanford, qui détient certainement la palme peu enviable du centre nucléaire le plus contaminé des États-Unis au plan radiologique. Le rapport annuel sur l'environnement publié par ce centre contient des cartes de la nappe phréatique retraçant les concentrations en tritium, transuraniens, ou éléments chimiques « classiques » et leur mouvement observé.

Il me paraît regrettable qu'un parlementaire français ait plus d'information sur l'état radiologique d'un site nucléaire américain que sur celui d'un site français.

La « politique de progrès » a encore de nouveaux champs d'expression à explorer...

REJETS D'EFFLUENTS GAZEUX 1993 EVOLUTION SUR 5 ANS

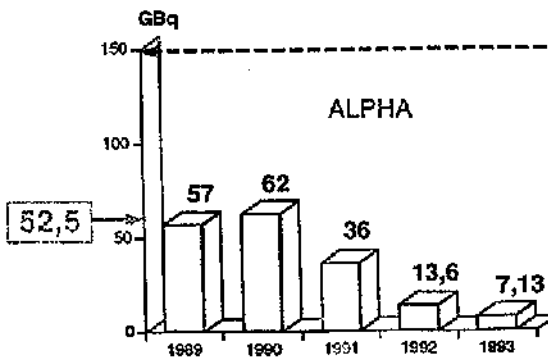
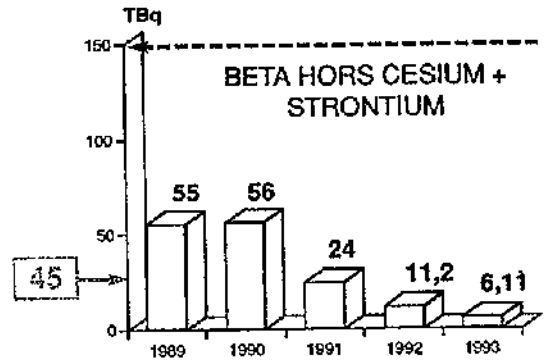
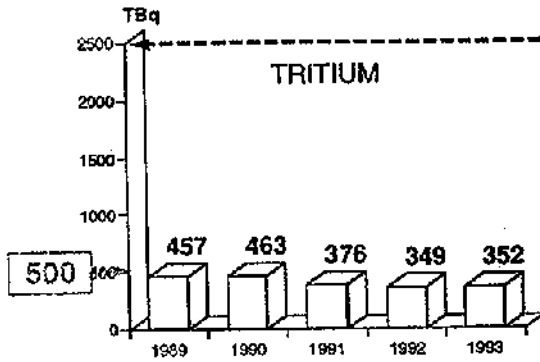
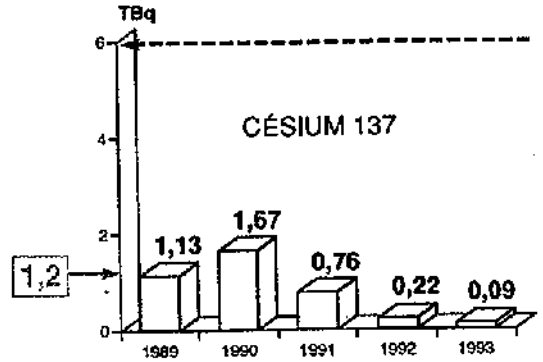
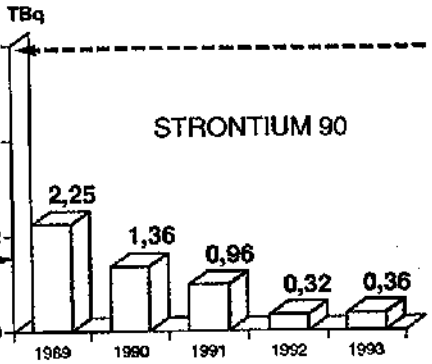


—————: Autorisations



REJETS D'EFFLUENTS LIQUIDES 1993

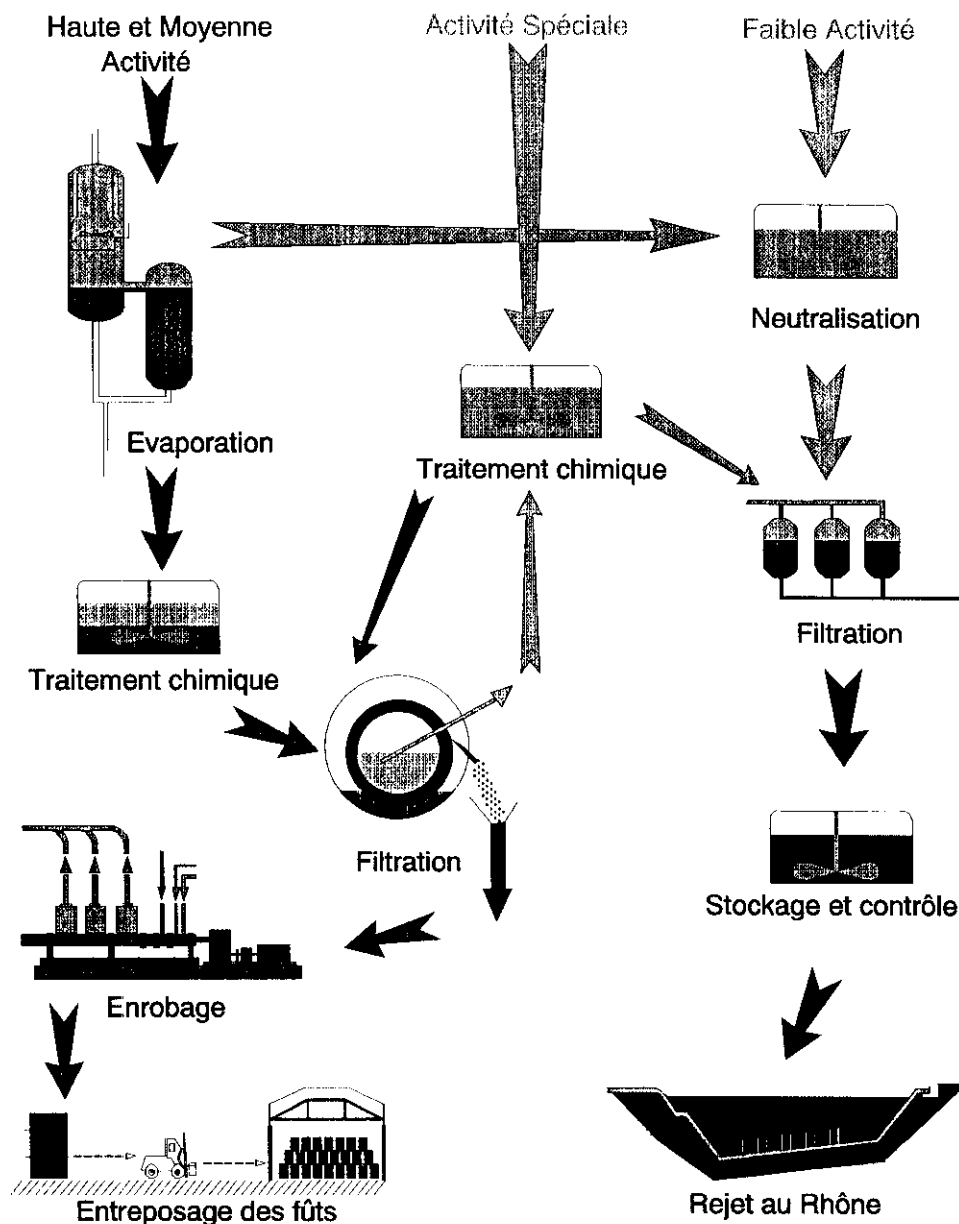
EVOLUTION SUR 5 ANS



← Autorisations

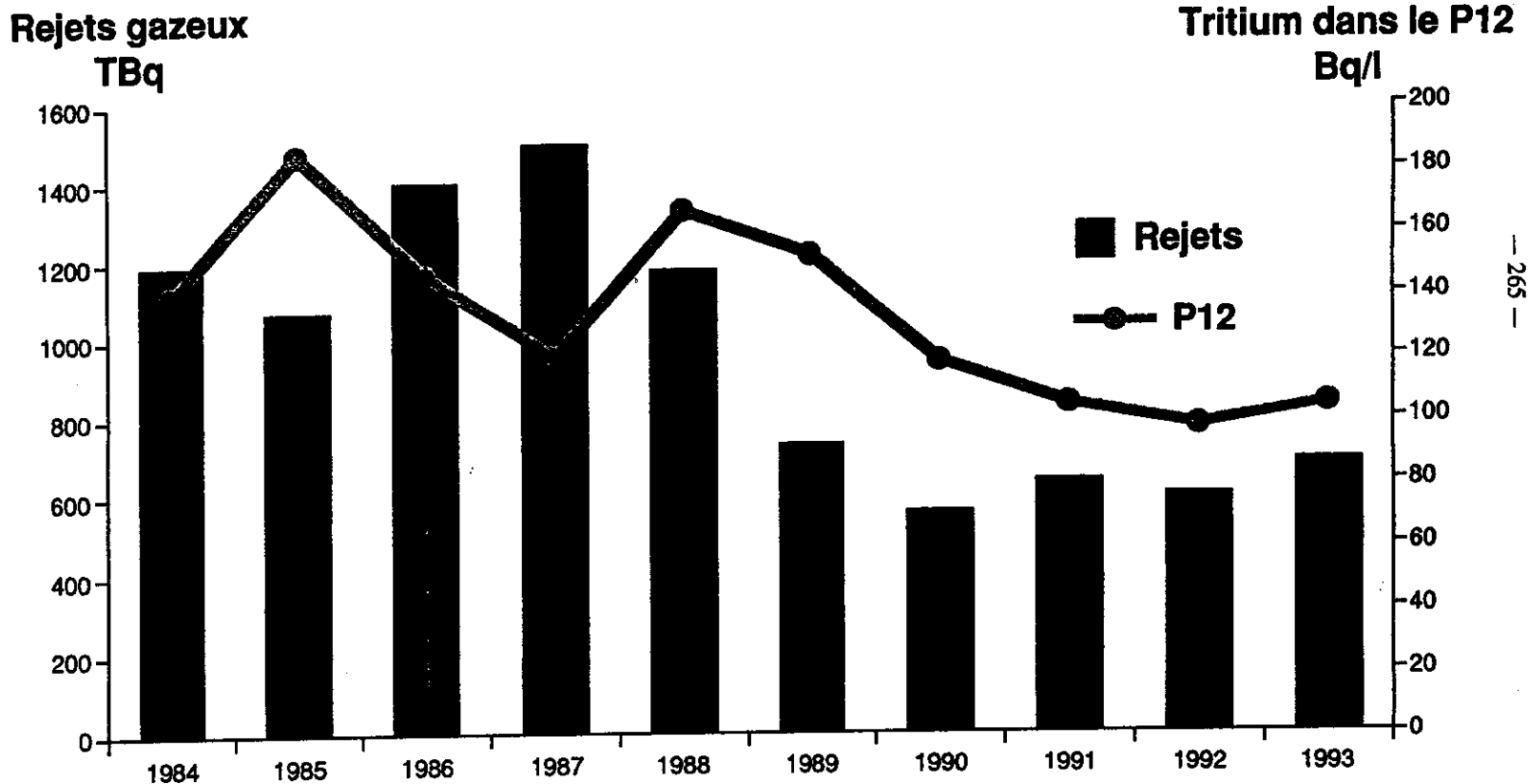
Objectifs de Progrès →

Fonctionnement simplifié de la STEL

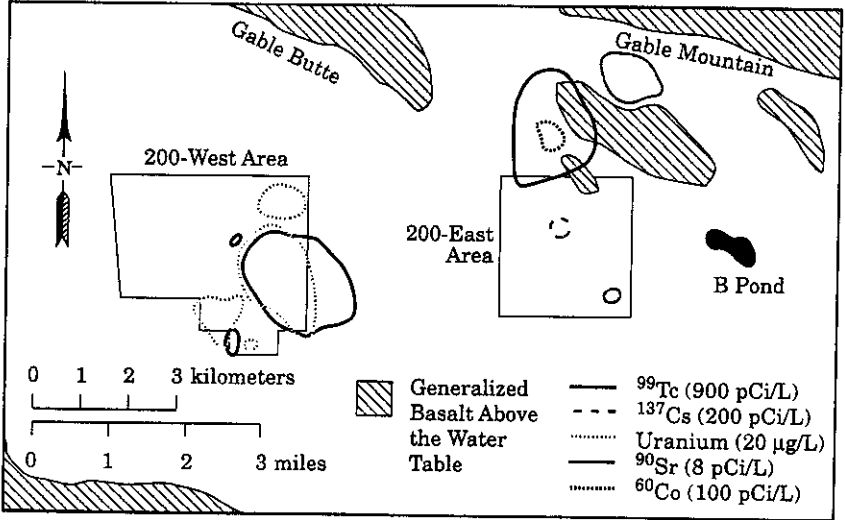




CORRELATION ENTRE LES REJETS GAZEUX TRITIUM ET LA CONCENTRATION EN TRITIUM DANS LA NAPPE PHREATIQUE

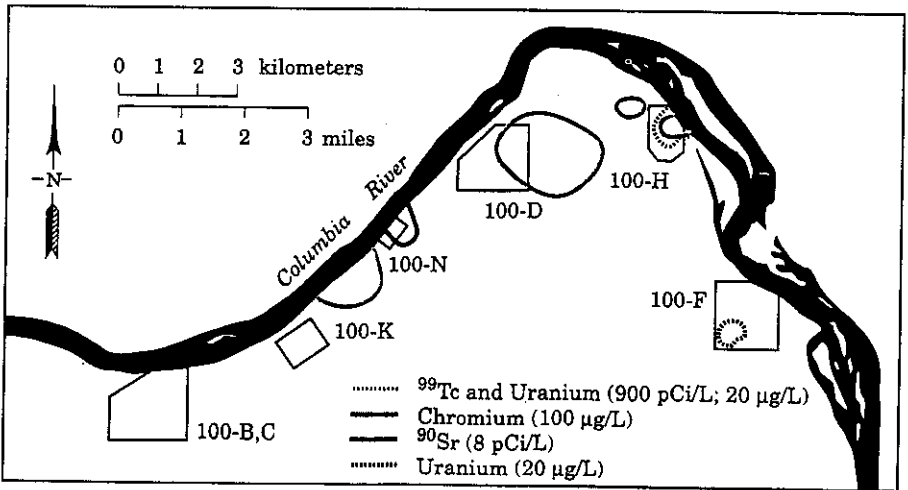


QUELQUES INDICATIONS SUR LA NAPPE PHREATIQUE DE HANFORD (WASHINGTON)



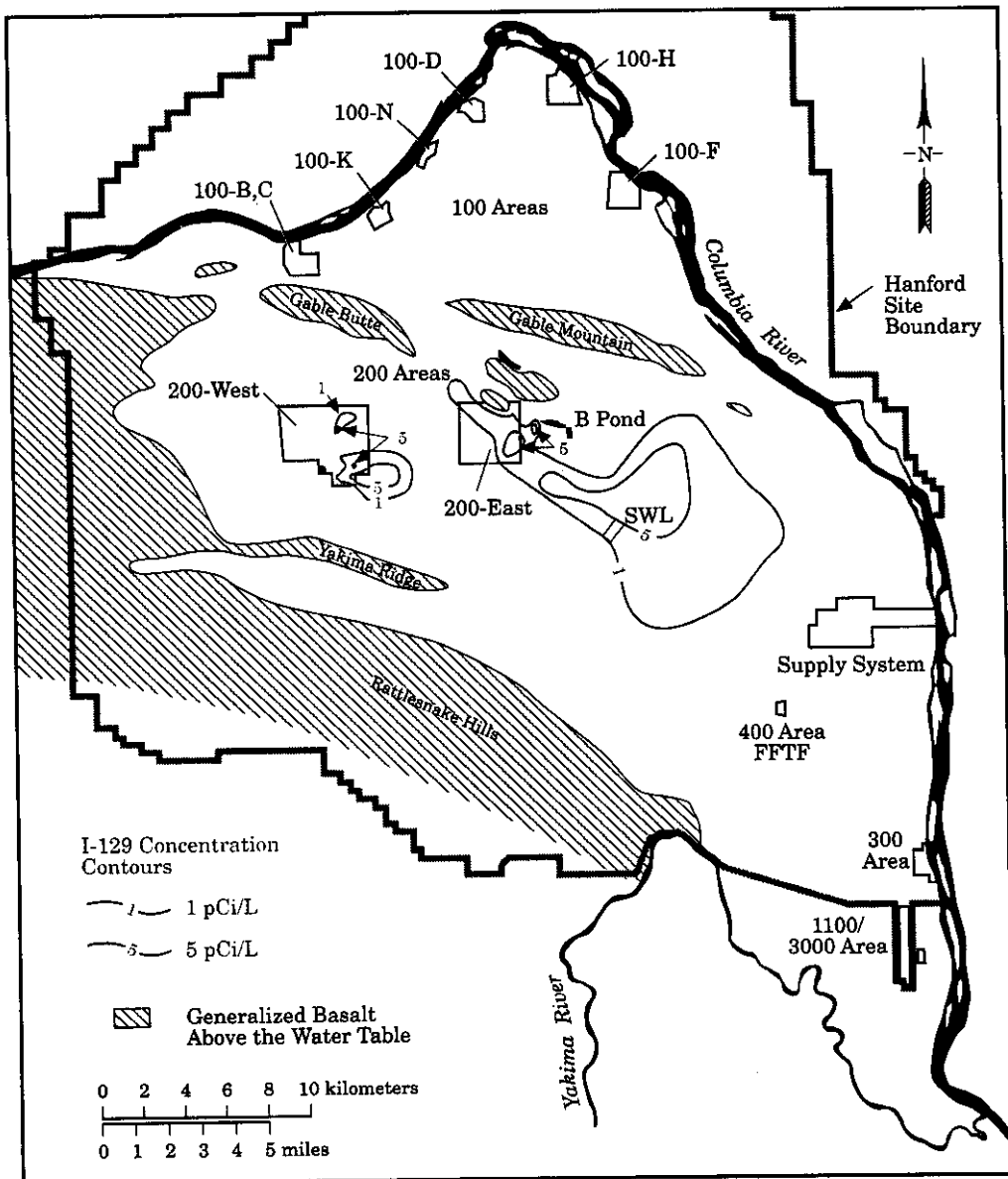
S9303012.48

Figure 5.59. Distribution of Selected Radionuclides Greater Than the Drinking Water Standard near the 200 Areas, 1992. Drinking water standard for each constituent is shown in parantheses.



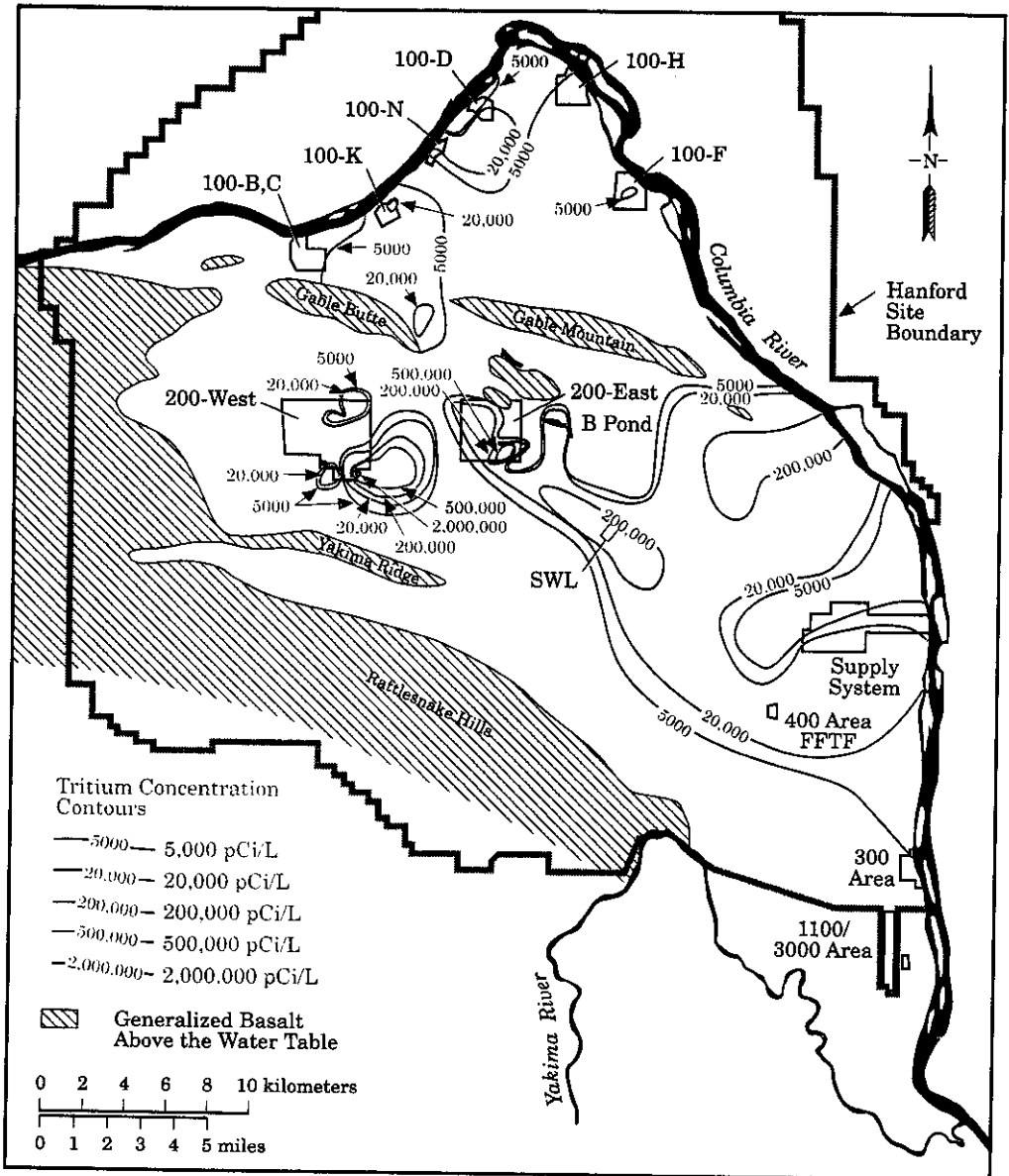
S9303012.48

Figure 5.60. Distribution of Selected Contaminants Greater Than the Drinking Water Standard near the 100 Areas, 1992. Drinking water standard for each constituent is shown in parentheses.



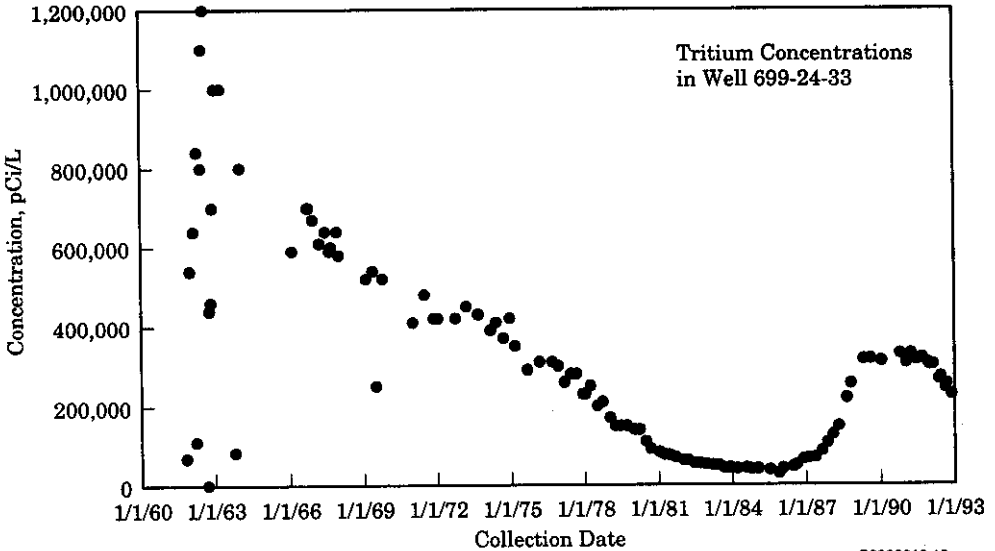
S9303012.45

Figure 5.62. Distribution of Iodine-129 (¹²⁹I) in the Unconfined Aquifer, 1992



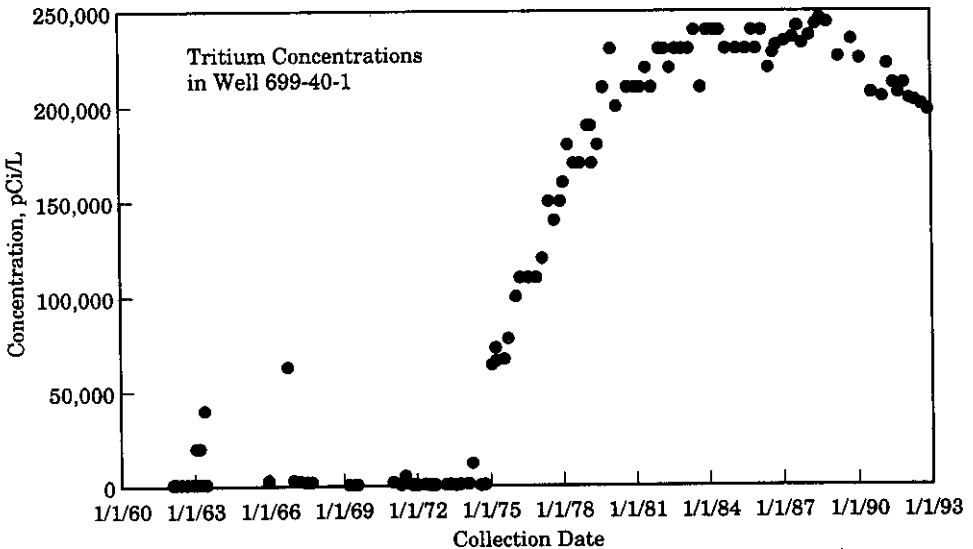
S9303012.54

Figure 5.54. Tritium (^3H) Concentrations in the Unconfined Aquifer, 1992



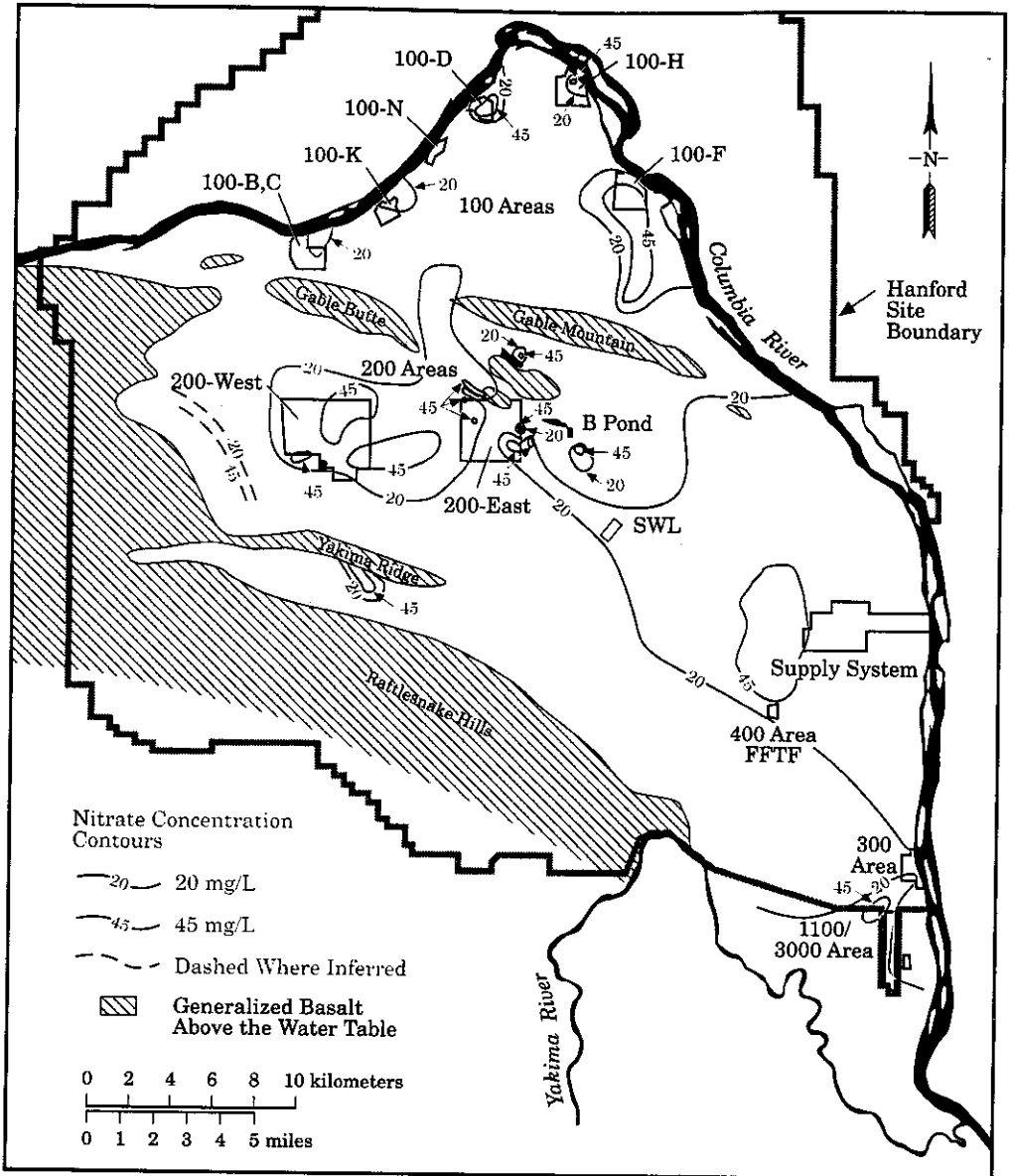
S9303012.19

Figure 5.55. Tritium (^3H) Concentrations in Well 699-24-33, 1962 Through 1992



S9303012.21

Figure 5.56. Tritium (^3H) Concentrations in Well 699-40-1, 1962 Through 1992



S9303012.16

Figure 5.65. Distribution of Nitrate (NO_3) in the Unconfined Aquifer, 1992

**OFFICE PARLEMENTAIRE
D'ÉVALUATION DES CHOIX SCIENTIFIQUES
ET TECHNOLOGIQUES**

AUDITION OUVERTE A LA PRESSE

« Le démantèlement des installations nucléaires »

Jeudi 17 novembre 1994

La séance est ouverte à 14h15, sous la présidence de M. Claude BIRRAUX, député de Haute-Savoie, rapporteur pour l'Office parlementaire sur « *le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires* ».

M. LE PRÉSIDENT — Mesdames, Messieurs, je vous remercie d'avoir répondu aussi nombreux à l'invitation de l'Office parlementaire pour cette audition publique consacrée au démantèlement des installations nucléaires.

Plus de cent personnes ont répondu, ce qui démontre l'intérêt manifesté pour le sujet et pour la démarche de l'Office parlementaire quant à l'organisation de ces auditions publiques. Le procès-verbal intégral sera joint en annexe au rapport 1994.

Pour 1994, j'ai souhaité aborder principalement deux thèmes : d'une part, les effluents radioactifs et rejets de centrales nucléaires, en liaison avec ce qui a déjà été abordé les années précédentes, notamment la radioprotection des travailleurs et le problème des effets des faibles doses. D'autre part, le démantèlement des installations nucléaires.

Pourquoi le démantèlement ? Même si un processus a été engagé pour la première génération des centrales nucléaires françaises, la filière française graphite-gaz, nous sommes « dans les temps », c'est-à-dire en amont de ce démantèlement. C'est peut-être là-aussi le rôle de l'Office parlementaire de pouvoir éclairer les choix ou essayer d'avoir des informations sur ces choix et sur ce qui sera entrepris à l'avenir.

M. LALLEMENT va en quelques mots nous présenter la problématique du démantèlement.

M. LALLEMENT — Monsieur le Député, je suis très honoré de faire cette introduction. Effectivement, le CEA que je représente peut cadrer le problème.

Pourquoi ? Parce que les démantèlements industriels, de réacteurs, d'usines vont commencer de façon sérieuse probablement le siècle prochain. Le peu d'expérience que nous avons dans le milieu nucléaire vient beaucoup du CEA.

En effet, depuis sa création, le CEA a démantelé une petite vingtaine d'installations. Nous avons donc une expérience qu'il faut mesurer à sa juste valeur puisque nous avons démantelé de petits réacteurs, des laboratoires, des installations de taille moyenne.

Les leçons que nous avons pu en tirer, et qui sont à mon avis des questions qui resteront et qui doivent être résolues pour la période industrielle, doivent quand même être rapportées à la taille des installations que nous avons démantelées.

Le CEA a eu d'autre part une expérience variée, comparé à EDF qui aura des réacteurs relativement semblables, standardisés, ou à la COGEMA qui a deux grandes installations.

Le CEA a eu beaucoup de choses dans le passé : une usine de fabrication de métal au Bouchet, la première usine de fabrication du plutonium à Fontenay, des laboratoires de plutonium, des ateliers de retraitement, des réacteurs dont la taille n'est pas négligeable (nous avons pratiquement terminé le démantèlement du réacteur G2 et G3 à Marcoule).

De cette expérience variée qui touche à tout — des ateliers contenant des émetteurs α ou des ateliers contenant des produits de fission et très rayonnants, des réacteurs — que peut-on dire ? que devra-t-on prouver pour passer dans la période industrielle ?

Tout d'abord nous pouvons dire que nous avons effectivement démantelé une quinzaine d'installations de taille moyenne ; l'usine du Bouchet a été ramenée au niveau 3.

On trouve maintenant des bureaux dans le laboratoire de plutonium de Fontenay-aux-Roses : l'usine de plutonium a été complètement démantelée.

C'est donc faisable et à des prix supportables. On connaît le prix de ces 18 ou 19 installations démantelées. Je ne suis pas sûr que ce soit extrapolable de façon simple dans la mesure où cela a été fait dans le passé, où parfois le CEA manquait d'argent et a fait cela trop lentement.

Une des leçons de nos démantèlements, c'est qu'une fois que l'on a décidé de faire disparaître une installation, il faut faire le démantèlement le plus rapidement possible pour ne pas faire courir des frais inutiles de fonctionnement.

Cela a donc été possible et économiquement supportable.

Dans le démantèlement, il y a quand même aussi quelque chose d'évident pour tout le monde : on démolit des installations qui ont contenu de la radioactivité α β γ et à un moment donné, après tout nettoyage, il faut « y aller », il faut entrer dans les installations, il faut couper, il faut démolir. Il y a de l'irradiation et il faut faire très attention à la sécurité des travailleurs, sécurité classique mais aussi protection contre le rayonnement.

Là encore, l'expérience que nous avons eue, et qu'il faudra extrapoler aux démantèlements industriels, prouve qu'il est possible de travailler en respectant les normes et en protégeant correctement les travailleurs.

Enfin, la gestion des déchets dans le démantèlement est souvent présentée comme quelque chose de formidable, dont il faut se méfier, qui sera impossible.

Nous avons l'expérience des déchets dans de multiples installations, parfois avec des déchets ordinaires mais parfois avec des déchets qui ne le sont pas, des quantités d'aciers importantes, du graphite, du sodium comme à Rapsodie, des déchets tout à fait particuliers qu'il faut traiter avec soin. Mais c'est possible.

Enfin, je terminerai par la question qu'il faudra résoudre : quand on atteint le niveau 3, c'est-à-dire que l'on essaie de raser les installations, le bâtiment produit des gravats, des déchets de très faible activité en volume assez grand. Nous pouvons nous poser la question de savoir si nous n'allons pas crouler sous ces gravats.

Quand on fait le bilan de ces déchets de très faible activité qui vont venir dans les démantèlements futurs, on peut constater que ce volume n'est pas aussi important qu'on le croit, il est négligeable par rapport à des volumes ordinaires de déchets industriels.

Ceci étant, la gestion de ces déchets de faible activité sera d'autant plus facile à réaliser — c'est un défi pour le siècle prochain — que nous aurons une doctrine et des méthodes pour gérer ces déchets de faible activité.

En conclusion, l'expérience du CEA est assez intéressante et réconfortante parce qu'elle montre que le démantèlement est faisable, et pas économiquement insupportable, qu'il est contrôlable pour les problèmes de rayonnements et de protection des travailleurs, et que la gestion des déchets qu'il génère ne devrait pas être un problème insurmontable.

M. LE PRÉSIDENT — Merci, M. LALLEMENT pour cet exposé sur les problèmes de doctrine.

Avant d'aller plus loin dans le débat et de demander aux exploitants quelle est leur doctrine et comment ils envisagent de la mettre en oeuvre, il est peut-être temps de demander à l'autorité de sûreté ce qu'elle préconise pour le démantèlement.

M. LACOSTE — Quelques mots effectivement sur ce que peut être la position de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires sur le sujet.

D'abord un premier point qui est un problème de nomenclature auquel M. LALLEMENT a fait référence. En matière de démantèlement, on distingue classiquement trois niveaux : le niveau 1, le niveau 2 et le niveau 3 qui correspondent à des démantèlements plus ou moins poussés.

Dans chacun des cas, on enlève les combustibles nucléaires s'il y en a et, ensuite, on démantèle plus ou moins ; le niveau 3 est le niveau radical, celui dans lequel le site est rendu à la nature.

Quelles sont les préoccupations que peut avoir l'autorité de sûreté en la matière ? Elles sont doubles.

Il y a, d'une part, la sûreté des opérations de démantèlement. On peut dire que, par certains côtés, le démantèlement est différent d'une opération d'exploitation mais, par d'autres côtés, cela y ressemble.

Quelles sont les contraintes ?

Par définition, on a affaire à des matériels anciens. Un problème se pose alors : occupe-t-on lors d'un démantèlement le personnel d'exploitation, supposé connaître l'installation, ou un personnel spécialisé ?

Privilégie-t-on la connaissance de l'installation ou la maîtrise des techniques de démantèlement ? Comment tient-on compte des risques classiques d'accidents du travail ?

Pour régir ce problème en termes réglementaires, il y a deux outils possibles.

D'abord un décret de mise à l'arrêt définitif de l'installation, c'est un décret sans enquête publique. Eventuellement, si on transforme l'installation, si l'on commence à la démanteler, si on la transforme en une installation nouvelle qui contient des restes de l'ancienne, il y a un décret de création d'une nouvelle installation avec enquête publique.

Cette installation nouvelle est définie comme l'enveloppe d'un certain nombre de restes de l'ancienne installation. Voilà le premier souci qui est la sûreté de l'opération.

Le deuxième souci auquel M. LALLEMENT a fait allusion est celui de la gestion des

déchets. Pour toute une partie des déchets, on tombe sur les problèmes classiques que nous traitons actuellement, que nous nous efforçons de traiter, qui est celui de la gestion des déchets moyennement ou hautement actifs.

L'élément nouveau qu'introduit le démantèlement, c'est l'irruption d'une masse non pas phénoménale mais considérable de déchets de faible et très faible activité.

Ce sont eux qui nous renvoient au problème suivant, que nous pourrions traiter lors de cette audition ou éventuellement lors d'une autre : quelle est la doctrine, quelle sera la pratique en matière de gestion des déchets de faible et très faible activité ? Comment traiterons-nous les volumes relativement considérables de déchets, faiblement ou très faiblement actifs ?

J'ajoute un dernier point qui me paraît tout à fait important, celui des délais du démantèlement.

On peut dire, d'un certain point de vue, que repousser dans le temps le démantèlement total, le démantèlement au niveau 3, présente au minimum trois avantages. Ils ne sont pas vus de la même façon par l'ensemble des intervenants.

Un premier avantage est que cela repousse dans le temps la dépense. Le deuxième avantage consiste à dire que tous les corps radioactifs, dont la radioactivité peut décroître dans des temps humainement concevables, voient leur radioactivité décroître ; le système sera moins coûteux. Le troisième avantage consiste à dire que si nous attendons suffisamment, le progrès technique, quel qu'il soit, pourra faciliter les opérations. Si cela n'est possible que dans 20, 30, 40 ou 50 ans, le problème se pose différemment sur le plan technique.

Ces trois considérations tendent à dire que l'on peut se donner du temps, au moins pour le démantèlement total.

En sens inverse, on peut avancer des arguments pour dire qu'il faut démanteler relativement rapidement. On peut dire, d'une part, qu'il est meilleur de démanteler une installation dont on a gardé la mémoire, dont on connaît les plans, pas seulement d'une façon littérale mais grâce à la pratique de l'exploitation

Le deuxième argument consiste à dire qu'il ne faut pas exagérer les bienfaits de la décroissance avec le temps de la radioactivité. Au bout d'un certain temps, l'avantage est de moins en moins sensible.

Le troisième argument, plus global, consiste à dire : est-il vraiment crédible de dire que l'on sait démanteler aujourd'hui, mais qu'on le fera dans 50 ans ?

Devant la question globale du démantèlement, on trouve donc des arguments selon lesquels, si nous attendons, nous ferons mieux pour moins cher et à moindre coût en termes de radioactivité ; et d'autres consistant à se demander si c'est crédible, s'il n'y a pas intérêt à faire avec le personnel qui sait, qui n'a pas perdu la mémoire.

La DSIN s'interroge sur le fait de savoir s'il n'y a pas à reconsidérer des études d'optimisation tendant à fixer la date au bout de laquelle il faut démanteler les installations.

A l'évidence, si on raisonne en termes de volume, les gros volumes sont les centrales électronucléaires d'EDF. Actuellement, la doctrine est d'attendre 50 ans. N'y a-t-il pas lieu de conduire à nouveau une étude pour voir, si ce n'est pas moins de 50 ans, en tenant compte de l'ensemble des paramètres que j'ai évoqués et dont on voit qu'il faudra les pondérer dans des proportions qui ne sont pas très évidentes ?

Comment pondérer des gains éventuels en matière d'exposition du personnel avec une éventuelle perte de connaissance de l'exploitation ? Quand aurons-nous une doctrine en état de marche sur les déchets de faible activité ?

Tout ceci est au coeur du débat que vous initiez.

M. LE PRÉSIDENT — A ce point du débat, j'aimerais qu'EDF définisse sa stratégie en matière de démantèlement en indiquant comment elle répond à la demande d'optimisation de l'autorité de sûreté sachant que, par ailleurs, les Anglais envisagent d'aller au-delà de 50 ans - ils parlent de 135 ans.

M. STRICKER — Concernant EDF, la question concerne de grosses centrales électronucléaires qui ont une durée de vie de 35/40 ans. Comme vous l'avez souligné dans votre introduction, nous sommes très en amont de la solution définitive du problème.

A l'heure actuelle, pour les grosses centrales abritant des réacteurs à eau sous pression, qui sont les plus importantes en nombre et en volume, la politique d'EDF consiste à travailler en deux étapes.

La première étape correspond au niveau 2 de l'AIEA. Nous l'appelons, dans notre jargon, un « déshabillage » des installations : il consiste, après avoir retiré le combustible, à démonter toutes les parties classiques de l'installation - ce sont des techniques connues de démantèlement d'installations industrielles - et à confiner dans le bâtiment réacteur ou dans des bâtiments, limités en nombre et en volume, ce qu'il y a comme radioactivité sur le site.

Ce déshabillage présente deux avantages :

- il limite les surfaces et les volumes de bâtiments qui restent en attente du niveau 3,
- il permet d'utiliser le personnel d'exploitation qui connaît bien les installations ; ces opérations de déshabillage sont en effet des opérations délicates puisqu'il y a encore des fluides, du courant électrique ... Il s'agit de bien connaître les installations pour pouvoir opérer sur ces différents chantiers.

Enfin, cela permet, au plan social, d'utiliser les personnes qui sont sur le site alors que le site est soit fermé, soit en baisse d'activité.

Ceci est la première phase dite de "déshabillage", faite sous la responsabilité de l'exploitant nucléaire qui reste maître d'ouvrage d'une installation qu'il a exploitée, avec la partie juridique que Monsieur LACOSTE a décrite.

La deuxième étape, repoussée dans le temps de l'ordre d'une cinquantaine d'années, est une opération qui correspond au niveau 3 de l'AIEA et que l'on appelle dans notre jargon la « déconstruction ».

Il ne s'agit pas simplement de démolir de vieux immeubles. C'est quelque chose de plus pointu : déconstruction des différentes installations avec des précautions à prendre sur le plan classique - comme pour toute opération de ce genre - et également sur le plan de la radioactivité. Même si cette radioactivité a baissé de manière très significative, il en restera.

Cette déconstruction sera faite sous la responsabilité d'EDF mais sera transférée à la Direction de l'Équipement, qui a des compétences en matière d'architecture industrielle pour la construction, et qui est en train de les acquérir en matière de déconstruction.

Les avantages de différer ces déconstructions sont supérieurs aux inconvénients, sachant, bien entendu, que rien n'est irréversible en la matière puisque la décision de démanteler une installation peut être prise à tout moment.

Le règlement de la question de l'ensemble des déchets radioactifs, non seulement de haute et de moyenne activité dans le cadre de la loi correspondante mais également des déchets de très faible activité qui constituent la quantité la plus importante pour les installations, est pour nous un préalable au début de la déconstruction.

En attendant, le meilleur endroit pour stocker ces déchets est certainement l'intérieur des bâtiments qui sont précisément prévus pour assurer un confinement total.

Nous reviendrons sur le coût de la déconstruction. EDF procède à une provision progressive à hauteur de 15 % du coût total d'investissement de l'installation. Ceci permet de faire face au démantèlement/déshabillage, à la déconstruction et aux frais engendrés par le gardiennage.

Cette valeur de 15 % correspond *grosso modo* à 50 % de la valeur de construction de la partie nucléaire de l'installation.

J'ajouterai un mot sur ce qui a été fait sur le graphite-gaz puisque l'on a déjà arrêté un certain nombre d'installations qui ont été ramenées schématiquement au niveau 2 de l'AIEA. Le déshabillage a été fait sur les installations. Une partie de celles-ci a été ou est en train d'être rendue apte à être réutilisée : bureaux, garages.

On peut donc retrouver une utilisation de ces locaux, à l'exception de Chinon A-1 qui a été transformé en musée que chacun peut visiter.

M. LE PRÉSIDENT — Voici le schéma selon lequel pourrait s'organiser notre après-midi :

- la réglementation et la doctrine de l'autorité de sûreté,
- la stratégies des exploitants,
- sûreté et radioprotection,
- les coûts et le financement,
- la nécessité de recherche et développement en démantèlement et l'apport de l'expérience internationale ou la connaissance de ce qui se fait déjà sur le plan international,

- les perspectives industrielles et le recours éventuel à la sous-traitance et les problèmes relatifs à ce recours à la sous-traitance.

Dans les exploitants, on trouve un destinataire naturel : l'ANDRA. Je lui laisse la parole.

M. KALUZNY — L'ANDRA est un destinataire mais ne souhaite pas être simplement un destinataire fatal des choses. L'ANDRA peut intervenir en matière de démantèlement des installations nucléaires par deux biais :

- les déchets radioactifs qui nous arrivent doivent répondre à des spécifications,

- en fonction des différents types de déchets radioactifs, nous sommes amenés à proposer des solutions adéquates pour leur gestion à long terme.

En matière de démantèlement d'installations nucléaires, le positionnement de l'ANDRA sera d'abord relatif à la maîtrise des déchets radioactifs qui seront produits : quelle nature ? quelle quantité ? quel conditionnement et donc quelles contraintes de gestion ?

Je voudrais revenir sur un certain nombre de faits qui ont été rappelés au cours de cette discussion préliminaire.

Déjà, il existe une certaine expérience en matière de démantèlement, certes beaucoup plus sur des installations de recherche que sur des grandes installations industrielles, mais nous avons déjà un certain nombre d'éléments qui viennent du démantèlement des réacteurs graphite-gaz, qui sont déjà d'une certaine taille, et qui nous permettent de tirer un certain nombre d'enseignements.

Par ailleurs, si l'on regarde à quel moment nous allons être confrontés à des problèmes de démantèlement, c'est au moment où la génération actuelle de réacteurs d'EDF va arriver à la fin de sa vie. On estime aujourd'hui à 30 ou 40 ans la durée de vie des réacteurs actuellement en service. Cela nous amènera vers 2015-2020, où un certain nombre de questions précises vont se poser et notamment en matière de gestion des déchets radioactifs.

Nous avons esquissé la question des déchets dits de très faible activité - ce n'est pas parce qu'ils posent un problème de sûreté particulier - aujourd'hui, nous recevons des déchets de très faible activité sur le centre de l'Aube et on ne s'en porte pas plus mal à partir du moment où ils respectent les spécifications nécessaires pour y être acceptés. Les principales interrogations viennent surtout de leur volume potentiel.

Sont-ce des volumes très importants ou pas ? Si l'on regarde la littérature, on cite des chiffres de l'ordre de 800 000 m³ à 1 000 000 m³. Aujourd'hui ces chiffres n'ont pas de valeur intrinsèque en tant que tels. Si j'essaie de donner un élément de comparaison, 1 000 000 m³, c'est la capacité du centre de l'Aube.

La question se pose aujourd'hui de savoir quelle est la gestion la plus adaptée pour ces déchets radioactifs ? Est-ce quelque chose qui relève du centre de l'Aube - avec toutes les précautions qui y sont prises - ou d'une gestion industrielle plus optimisée ?

C'est en ces termes que l'ANDRA va se poser la question.

Nous voyons émerger dans le démantèlement un certain nombre de questions ; en matière de gestion des déchets, les choses ne se passent pas d'abord au niveau du centre de stockage mais beaucoup plus en amont : quel tri ? quel conditionnement ? quelle estimation des volumes des déchets qui seront générés ?

Effectivement, il y a un certain intérêt à avoir un certain nombre d'expériences-pilotes qui permettent de mieux appréhender les choses, de mieux revoir les optimisations. Peut-être faut-il se reposer certaines questions sur ce qu'est l'optimum.

Le deuxième point qui nous intéresse plus particulièrement est un stockage adapté des déchets.

Votre Office a déjà eu l'occasion de se pencher sur cette question et notamment par l'intermédiaire du rapport de M. LE DÉAUT.

A l'occasion de ce rapport, on s'est rendu compte que la notion de seuil universel était à manipuler avec beaucoup de précautions, et qu'elle pouvait poser un certain nombre de questions très pratiques.

Lorsque nous allons commencer à discuter chiffres, d'harmonisation européenne en la matière, nous risquons d'arriver à des niveaux dits *de minimis* tellement faibles qu'il faudra aussi se poser la question de savoir quels sont les moyens de mesure à mettre en face et, concrètement, comment nous allons gérer, organiser l'ensemble du processus.

La deuxième piste en matière de gestion, en dehors d'un seuil *de minimis*, pose la question de savoir comment faire un tri au plus juste au niveau des installations nucléaires, quel "zonage" définir sur les installations pour circonscrire au mieux les déchets qui ont été susceptibles d'être contaminés, et comment définir les filières adaptées qui répondront à cette contrainte essentielle, qui est une des attentes de nos populations, la traçabilité ?

Nous allons sortir des matériaux d'installations nucléaires. Je ne porte pas de jugement de valeur sur ces matériaux en tant que tels, sur leur nuisance. Qu'allons-nous en faire ? où allons-nous les mettre ? comment allons-nous garder la mémoire des endroits où nous aurons pu mettre ces matériaux ? Faut-il créer, d'une façon ou d'une autre, une installation spécialisée ?

Bien entendu, tout n'est pas réductible à une installation spécialisée. Il faut également regarder quels sont les matériaux que nous pourrions recycler, par exemple des ferrailles qui seraient justifiables d'un recyclage dans le milieu nucléaire, ce qui là aussi répondrait à ce critère de traçabilité.

Concernant une installation spécialisée, 800 000 m³ ou 1 000 000 m³ justifient effectivement l'existence d'une installation en France. La question se pose de savoir quel est le moment le plus opportun pour mettre en place une telle installation. Il faudra se cadrer par rapport au calendrier de démantèlement.

La responsabilité première de l'ANDRA, comme la loi du 30 décembre 1991 l'indique clairement, est aussi de proposer des méthodes de gestion des déchets radioactifs. Nous ne pouvons donc pas nous désintéresser de cette question particulière.

Que sont les déchets de très faible activité ? Je ne vais pas me risquer à dire

aujourd'hui où se trouve la limite inférieure parce que cela fait partie des débats qu'il n'est pas très facile de régler.

Aujourd'hui, si l'on regarde la réglementation française, on trouve un certain nombre de points de repère ; pour prendre les décrets généraux relatifs à la radioprotection, on trouve des choses comme 100 becquerels par gramme pour des radionucléides artificiels.

On pourrait tout à fait imaginer qu'au-dessus de 100 becquerels par gramme, il y a une activité suffisamment importante pour justifier le conditionnement spécifique et les précautions telles qu'on les prend au centre de stockage de l'Aube. En dessous de 100 becquerels par gramme, progressivement on va se trouver dans une situation où la nuisance prépondérante ne sera plus la radioactivité, mais certainement les caractéristiques chimiques de ces déchets, et l'on va se rapprocher davantage d'une logique de décharge.

Actuellement, l'ANDRA réfléchit à un concept adapté pour ce type de déchets. Nous avons été amenés très récemment à proposer à la Direction de la Sécurité de l'Installation Nucléaire ce type de concept pour voir techniquement ce qu'il en était et commencer à initier un dialogue concret sur la base d'une solution tout à fait concrète.

M. LE PRÉSIDENT — A ce point du débat, je voudrais demander à la COGEMA quelle est la durée prévisible de ces installations de retraitement et si, pour ses propres installations, COGEMA a d'ores et déjà défini une stratégie du démantèlement.

M. LAURENT — La stratégie de la COGEMA n'est pas différente de celle qui vient d'être exposée par MM. STRICKER et LALLEMENT.

Lorsque les installations ont terminé leur période d'opération commerciale, il convient de les mettre à l'arrêt, de les vider et ensuite de passer à une phase de démantèlement qui a pour but de les mettre dans un état de sûreté passive dans lequel la quantité de matière nucléaire résiduelle permet le déclassement des installations.

On n'est plus dans le domaine des quantités qui relèvent de l'ICPE avec les procédures administratives d'accompagnement que M. LACOSTE a rappelées.

Sur le plan technique, nous avons une expérience importante. Bien sûr les démantèlements n'ont pas été poussés jusqu'au bout, donc cela n'a pas un caractère spectaculaire. Il faut être conscient, à Marcoule comme à la Hague, que les unités démantelées se comptent par dizaines.

On peut citer une vingtaine de cas tout à fait intéressants à Marcoule et au moins une quinzaine à la Hague et dans tous les compartiments du procédé, que ce soit dans les piscines de déchargement ou celles de stockage (on a deux exemples à la Hague), que cela soit dans les appareils de haute activité - y compris des évaporateurs de produits de fission et des extracteurs centrifuges - ou dans des installations de moyenne activité α mais contenant des quantités d'émetteurs α extrêmement significatives comme les installations du MAPU.

Ces expériences sont tout à fait significatives en termes d'heures de travail, à la fois pour les études et la réalisation, et en termes de techniques et de mises au point.

C'est sur cette expérience que l'on bâtit le modèle du démantèlement futur des usines

neuves qui sont actuellement mises en route à La Hague et dont on ne prévoit pas le démantèlement avant la fin de leur activité commerciale.

Sur le plan des déchets, il serait important de fixer quelques ordres de grandeur.

Amener les usines de COGEMA opérant dans l'aval du cycle du combustible, c'est-à-dire Marcoule et La Hague (UP2/400, UP2/800, UP3 dans leur configuration actuelle), au niveau 2 de sûreté passive dans laquelle la ventilation n'est plus un confinement dynamique (elle est là pour entretenir la climatisation et éviter la dégradation plus importante des installations) représente, en déchets susceptibles d'être accueillis sur un centre de surface, 80 000 m³. Soit aujourd'hui quatre ans de fonctionnement du Centre de l'Aube.

En déchets susceptibles de ne pas être stockés en surface, probablement destinés à un stockage profond, cette quantité représente 27 000 m³.

Ce sont des quantités tout à fait maîtrisables par rapport à d'autres activités industrielles.

Il faut être conscient que la technique de démantèlement progresse en permanence du fait de l'exploitation des usines. La géométrie de celles-ci n'est pas totalement figée et de grosses opérations de maintenance et d'entretien ont un caractère extrêmement proche du démantèlement. Par exemple, sortir un pont roulant d'une cellule à vitrification aujourd'hui n'est pas fondamentalement différent de sortir ce pont roulant à la fin de la vie de l'installation.

Les techniques progressent et sont susceptibles d'apporter dans le futur à la fois une meilleure économie de l'ensemble du démantèlement et une réduction supplémentaire du volume des déchets. Les volumes de déchets que j'ai cités sont basés sur les techniques qui existent aujourd'hui, ce ne sont pas des projections dans le futur ou des « plans sur la comète ».

M. LE PRÉSIDENT — Nous reverrons cela tout à l'heure quand nous aborderons la R&D en démantèlement, mais pouvez-vous nous donner un ou deux chiffres concernant la durée de vie de ces installations estimée par COGEMA ?

M. LAURENT — Si l'on prend un ordre de grandeur de 30 ans, on arrive à quelque chose de tout à fait raisonnable et déjà vécu à Marcoule aujourd'hui. C'est quelque chose de tout à fait envisageable.

Le montant total des provisions aujourd'hui constituées par COGEMA pour faire face, le moment venu, aux charges des démantèlements, à la fois par rapport aux techniques connues et dans l'environnement réglementaire, juridique et sanitaire actuel, représente le tiers de la valeur de l'investissement de l'ensemble des usines.

C'est une somme importante qui conduit COGEMA à provisionner aujourd'hui - on peut le voir dans les rapports annuels - de l'ordre du giga franc tous les ans, le montant cumulé actuel étant de 8 giga francs. Ce sont des sommes importantes qui justifient que l'on engage pour ces opérations une planification et la mise en place de moyens tout à fait spécifiques.

M. LE PRÉSIDENT — A ce stade de la discussion, nous pourrions aborder les

aspects de la réglementation et de la stratégie des industriels.

Qui souhaite s'exprimer ?

M. LALLEMENT — Avant que vous n'ouvriez le débat, je voudrais parler en tant qu'exploitant.

Tout à l'heure, j'ai fait le bilan du passé et ce que l'on pouvait en tirer pour le futur. J'aimerais vous dire ce que l'on veut faire dans l'immédiat, dans les cinq prochaines années.

Le CEA n'est pas seulement un organisme de recherche, il a de nombreuses installations-pilotes et laboratoires qu'il faut bien démanteler et qui profiteront de la recherche. Je voulais simplement vous exposer nos idées pour les démantèlements que l'on va faire en insistant sur la variété des installations du CEA. Il faut donc faire très attention à ne pas généraliser le mot "démantèlement".

Les réacteurs sont une chose, les grandes usines de la COGEMA en sont une autre ; même un petit laboratoire du CEA peut avoir une spécificité telle que son démantèlement peut poser un problème tout à fait particulier.

Pour moi, au CEA, il n'y a pas de loi générale ; ceci étant, nous avons quand même plusieurs principes.

Quand des éléments à vie longue sont dans un laboratoire, quand la contamination et ce qui a été traité dans le laboratoire a une vie longue, il ne sert à rien d'attendre une décroissance.

Quand on démonte des laboratoires où il y a du plutonium, des transuraniens, de la chimie ou des combustibles irradiés, quand on a décidé d'arrêter, il faut le faire dans la foulée au moins jusqu'au niveau 2, c'est-à-dire enlever les sources de rayonnement.

Pour les réacteurs, je suis tout à fait en phase avec ce que dit EDF mais, au CEA, à part quelques réacteurs de recherche, le problème n'est pas majeur. Donc, la stratégie du CEA est de démanteler rapidement des laboratoires et des installations qui ont contenu des éléments à vie longue et de profiter de la décroissance dans les rares cas où nous avons simplement des éléments à vie courte.

Par ailleurs, on parle toujours des déchets de très faible activité. Nous avons fait un travail avec COGEMA et EDF pour essayer d'estimer les déchets de très faible activité qui se trouvent dans le bas de gamme autour de 1 ou 2 becquerels par gramme, proches de la radioactivité naturelle. On trouve quelques millions de m³ dont je pense qu'ils ne sont pas difficiles à gérer.

Pour appuyer ce que je viens de vous dire, je vous demande de faire le calcul vous-mêmes : 1 million de tonnes à 1 ou 2 becquerels par gramme, cela fait 27 curies. Cela signifie que l'endroit où l'on met cette montagne est une installation classée pour l'environnement sous régime d'autorisation, ce n'est pas une INB.

Dans la réglementation et dans la destination de ces produits qui sont des gravats de démantèlement, que nous essayerons de produire au minimum, de trier pour dire que ce ne sont pas des déchets, une décharge de classe 2 suffirait.

M. LE PRÉSIDENT — Ce débat-là pourrait à lui seul justifier une audition publique.

M. LALLEMENT — Je voulais être provoquant pour que nous ayons en tête les ordres de grandeur.

Un petit nombre de curies pour un grand nombre de m³, cela veut donc dire un danger ou une nuisance pas aussi importants qu'on le pense, qui ne méritent peut-être pas des choses très compliquées pour les stocker.

C'est un problème, c'est de la réglementation, c'est de la philosophie ... Je ne sais pas comment l'appeler, en tout cas c'est une question qu'il faudra résoudre.

M. ROUSSON — Dans le même ordre d'idée, il faudrait réaliser que dans le siècle prochain, le programme de démantèlement que nous aurons sera équivalent à peu de choses près au programme de construction des centrales EDF.

Cela signifie que l'on en a pour 20 ans de démantèlement, soit une moyenne de 4 réacteurs par an.

Là se pose réellement le problème.

Si vous dites démantèlement, vous dites aussi renouvellement du parc.

Il faut donc intégrer dans les réflexions le fait que les sites de production ne sont pas reproductibles à l'infini. Peut-être y aura-t-il intérêt à renouveler directement le site existant, ou renouveler ne serait-ce que des parties de centrales et garder le génie civil et peut-être les gravats dans l'état.

C'est déjà ce qui se fait un peu actuellement : des remplacements de générateurs de vapeur ont déjà été effectués. Quand on parle d'un démantèlement dans 40 ans, il n'est pas dit que les pièces qui seront dedans auront 40 ans. Elles auront peut-être été changées une, deux, voire trois fois.

Avant de parler de démanteler un parc nucléaire, il faut savoir si on choisit de tout démanteler ou si on choisit de le renouveler et de le rajeunir.

J'aimerais que l'on aborde cette réflexion.

M. LE PRÉSIDENT — C'est une bonne question. Qui souhaite intervenir ?

M. ASTOLFI — Je peux au moins vous donner une garantie : le génie civil devrait avoir à peu près 40 ans lorsqu'on démantèlera.

On n'a pas encore avancé les délais des démantèlements mais si l'on veut démanteler une centrale pour pouvoir reconstruire par-dessus, il faut compter une bonne douzaine d'années plus le délai de reconstruction et de remise en service d'une centrale, soit 20 ans.

Si l'on veut raser une centrale et construire une unité de substitution à la place, cela signifie un arrêt de production de l'électricité d'une vingtaine d'années ; ce n'est pas gérable.

D'un autre côté, il n'est pas question non plus de reconstruire un parc nucléaire sur

une vingtaine de sites totalement nouveaux, car sur le territoire national, on ne les trouvera plus.

Autrement dit, il faut gérer le problème de la libération des sites et de la reconstruction du parc nucléaire d'une façon plus intelligente.

Il faut que nous ayons une politique de renouvellement du parc qui bénéficie au maximum de la réutilisation des sites existants. Si l'on veut aussi ne pas interrompre la production d'électricité, il faut que l'on profite de l'emprise foncière qui reste disponible sur l'ensemble des sites EDF - elle n'est pas négligeable - pour construire en temps masqué, pendant la période d'exploitation, de nouvelles tranches qui prendront le relais des premières que l'on arrêtera. Ensuite, il faut démanteler celles que l'on aura arrêtées pour pouvoir assurer la continuité.

Démanteler totalement ou partiellement ? Chaque site ayant sa spécificité, on peut dans certains cas se contenter de ne démanteler que les réfrigérants atmosphériques, les stations de pompage et les salles des machines pour bénéficier d'un espace suffisant pour faire de nouvelles tranches. C'est comme cela qu'il gère le parc.

M. LE PRÉSIDENT — C'est une sorte de gestion à l'équilibre d'un parc, mais avez-vous réfléchi au fait que, sauf à vouloir reconstruire une nouvelle centrale sur un site existant, il faudra peut-être, à un moment, trouver de nouveaux sites possibles ?

Cette réflexion est-elle menée à EDF ?

M. ASTOLFI — Oui, absolument. J'ai la charge de cette réflexion, donc je peux vous assurer qu'elle est conduite !

En fait, il existe un certain nombre de paramètres que l'on ne maîtrise pas totalement, ne serait-ce que celui de la durée de vie, de l'échéance à laquelle le problème se posera. Celui aussi de la connaissance du besoin en tranches nucléaires pour satisfaire la demande d'électricité à l'horizon de l'étude, c'est-à-dire 2030 et au-delà. Ce sont des incertitudes, nous sommes bien obligés de raisonner avec des scénarios.

En admettant une structure du parc de production d'électricité comparable à celle d'aujourd'hui, nous avons le bon espoir, après avoir réalisé un gros volume d'études sur le sujet, de reconstruire le parc nucléaire en utilisant essentiellement les sites existants. Je dis "essentiellement" parce que nous avons des incertitudes sur certains d'entre eux qui ont une configuration particulière.

Je prendrai l'exemple du site de Tricastin qui est tout petit, enclavé dans les installations de la COGEMA : il n'est pas du tout évident que l'on puisse le réutiliser facilement. C'est un cas particulier et probablement le plus difficile.

Sur 20 sites aujourd'hui, pour 80 % environ, nous avons le sentiment que reconstruire, réutiliser le site, ne posera pas de problèmes techniques plus sophistiqués, plus compliqués que ceux que nous avons connus lors de la première réalisation.

Il ne faut pas oublier un deuxième élément relativement intéressant en termes de gestion des sites : nous avons en catalogue aujourd'hui des tranches de 1 450 MW. Les premières que nous avons construites, une trentaine, font 900 MW. Ne serait-ce que le gain

de puissance unitaire économise d'une certaine façon les sites.

Si on raisonne pour une cinquantaine de tranches nucléaires vers la fin des années 2020, on est à peu près certains, sauf incidents de dernière minute - mais nous ne voyons pas lesquels - qu'il est possible de réutiliser les sites que nous avons aujourd'hui sans avoir recours à une nouvelle politique ou un nouveau programme de sites. Je ne dis pas qu'il n'en faudra pas deux ou trois mais cela n'ira pas au-delà.

M. GIRAUDEL - Au stade de cette journée, je voudrais faire trois remarques.

Dans votre introduction, vous avez rappelé qu'il s'agissait du démantèlement des installations nucléaires. Nous n'avons entendu parler aujourd'hui que des installations du cycle du combustible et des réacteurs, nous n'avons pas entendu parler des mines. A ma connaissance, les mines sont des installations nucléaires. Ce problème devrait être traité aussi.

Par ailleurs, je rejoins ce qu'a dit M. LACOSTE tout à l'heure : il n'y a pas eu, à l'heure actuelle, sur des installations de grande taille, de démonstration de la faisabilité du démantèlement complet des réacteurs nucléaires ou de grandes parties d'usine. M. LALLEMENT parlait de G2, G3, c'est simplement un confinement du bloc réacteur, il ne s'agit pas d'un démantèlement complet.

Le problème du graphite reste entier à l'heure actuelle, bien que pour celui-ci, si l'on avait poursuivi certaines recherches, on aurait des solutions faciles à mettre en oeuvre.

Personnellement, et au nom de la CGC, j'insiste lourdement pour que tant EDF que le CEA fassent la démonstration qu'ils savent vraiment, et pas uniquement sur le papier, démanteler des installations. Certaines se prêtent particulièrement à cette opération.

Ma troisième remarque portera sur la difficulté dans l'application de la réglementation actuelle en matière de déchets de faible radioactivité inclus dans le périmètre d'une installation nucléaire de base.

Ils sont considérés comme des déchets nucléaires. Or, dans une installation nucléaire de base, il n'y a que ce que l'on appelle l'ilot nucléaire qui est vraiment nucléaire, c'est-à-dire qui peut contenir des produits risquant d'être activés plus ou moins radioactivés.

Il faudrait essayer de revoir ce problème de réglementation et ne pas empêcher les exploitants de sortir du périmètre de ces INB, par exemple le calorifuge des groupes turbo-alternateurs.

L'administration a par moments empêché de sortir le calorifuge de groupes turbo-alternateurs qui sont des produits classiques, qui ont leur propre radioactivité comme tout objet existant. Cela pose des problèmes d'entreposage sur le site (je pense à Chinon en particulier, à Saint-Laurent-des-Eaux, à Chooz) de produits qui devraient être mis dans des décharges tout à fait ordinaires.

A ce stade de la discussion, ce sont les trois remarques que je voulais faire en souhaitant, en liaison avec cela, l'étude de la réalisation de décharges peut-être de niveau 2, pas n'importe où, mais dans certains sites nucléaires, ce qui permettrait de laisser décroître sans aucun danger certains produits de très faible radioactivité qui ne peuvent pas être mis à

l'ANDRA, car ce serait une idiotie économique incommensurable.

M. LE PRÉSIDENT — On essaie de contenir le débat, mais on risque d'ouvrir encore celui des faibles niveaux d'activité.

Je ne vais pas ouvrir ce débat mais il avait été proposé par mon collègue LE DÉAUT dans son rapport qu'une sorte de conférence nationale essaie de faire le point des connaissances et des pratiques. Nous verrons l'année prochaine si nous pouvons reprendre ce genre de chose.

M. GIRAUDEL — Je n'ai pas parlé de valeurs.

M. LE PRÉSIDENT — Dans la conception rationnelle française, un seuil c'est comme une guillotine. Ceux qui s'opposent à la définition des seuils ont peur qu'au travers de ces déchets non radioactifs, on mette au milieu du camion deux ou trois pelletées de choses qui ne devraient pas y être et qui pourraient ainsi passer la barrière.

Il faut dire que les découvertes de décharges oubliées, y compris par ceux qui les avaient organisées, ont demandé un certain temps, ce qui n'a pas simplifié cette cause.

M. ROLLINGER — Je vais essayer de contenir mon intervention à la première partie du débat mais vous me permettrez de déborder très légèrement malgré tout.

Vous avez abordé la réglementation des déchets de faible activité.

Mais, dans les installations nucléaires, n'oublions les sites miniers. Actuellement, le plus gros volume de déchets de faible activité généré par les installations que l'on ferme est bien celui des mines.

De ce point de vue, nous pensons que ce n'est pas parce que ce sont des ICPE que l'on doit en laisser la gestion et l'analyse au niveau régional, c'est-à-dire au niveau des DRIRE mais qu'au contraire il faudrait une réflexion sur une réglementation et des règles nationales pour pouvoir donner une règle commune avant que cela soit fini et avant d'être mis devant le fait accompli ; reprendre après coûte très cher et n'est pas toujours intelligent.

J'aurai tendance à réagir à la présentation de M. LALLEMENT ou des autres exploitants qui ont l'air de nous dire que finalement ce n'est pas si difficile, ce n'est pas si cher, on protège bien les travailleurs, on sait quoi faire des déchets.

Je dois dire que l'expérience de petites installations, de petites cellules au CEA, fait que nous, syndicalistes, sommes nettement moins optimistes.

Je citerai deux exemples d'accidents du travail :

1°) Un travailleur a eu la main coupée par une machine non agréée qui travaillait pour un sous-traitant de sous-traitant de sous-traitant, etc ; nous y reviendrons tout à l'heure.

2°) Un travailleur d'une entreprise qui n'est pourtant pas banale, qui est la STMI (Société de Travaux en Milieu Ionisant), filiale commune au CEA, EDF, FRAMATOME, COGEMA, donc spécialisée dans ce domaine, s'est contaminé, pas gravement mais il a, depuis, de fortes séquelles psychologiques.

Donc au niveau de l'organisation du travail, de la formation, cela pose aussi des problèmes.

3°) Dans le cadre de mes activités syndicales j'étais ce matin dans une réunion du CEA où l'on nous a présenté les rapports de la médecine du travail des entreprises du groupe, donc de la STMI.

La STMI, sur l'agence Ile-de-France, qui est la société dans le groupe qui a vocation à faire des assainissements en milieu nucléaire, comprend environ 200 travailleurs, dont 40 à 45 ont pris des doses, en 1993, entre 2 et 5 rems. Tous sur des démantèlements de petites installations.

Il n'est donc pas si évident de protéger les travailleurs dans les opérations de démantèlement. Le but n'est pas de mettre en cause cette entreprise, mais la manière dont on lui livre les chantiers, dont on passe les contrats, la mémoire de l'exploitation.

De ce point de vue-là, ce qui a été dit par M. LALLEMENT est tout à fait pertinent : allons le plus vite possible lorsque l'on a rien à gagner au niveau de la décroissance, sinon on perd la mémoire et il se passe des incidents.

Je peux vous citer un incident qui a eu lieu cet été à Marcoule sur une installation à l'arrêt. On a voulu découper un tuyau, installation normalement rincée, vide, etc ... en réalité, l'installation n'était pas vide, elle n'était pas rincée, on a pollué tout le local et les travailleurs qui travaillaient dessus.

Donc, la connaissance de l'installation, de l'exploitation et l'organisation du travail sont un point majeur sur lequel nous reviendrons plus tard mais vous me permettrez de souhaiter la mettre en exergue.

Il y a aussi le problème que vous avez évoqué de l'organisation industrielle du secteur qui, aujourd'hui, est surtout caractérisée par un émiettement généralisé de petits intervenants mal formés. Il faut que cela change.

Je sais que des gens veulent changer cet état des choses, y compris au CEA, mais c'est vraiment un enjeu fondamental si on ne veut pas que demain le problème de santé, de protection du travailleur et aussi de l'environnement, devienne un enjeu majeur sur ce type d'installation.

Sur le premier sujet des déchets, le représentant de la CFDT au Conseil Supérieur de la Sécurité et de l'Information Nucléaires a lui-même participé à un groupe de travail sur une réflexion : "Peut-on mettre des niveaux de *minimis* ou pas ?".

Le débat n'est pas d'opposer des seuils d'exemption absolus à la mise en place de filières et de pratiques contrôlées. On pourrait dire qu'un seuil relativement bas, autour de 1 à 10 becquerels par gramme, est une filière particulière sur laquelle il n'y a pas de précautions à prendre autres que courantes. On pourrait peut-être présenter les choses ainsi.

Au-dessus, il y a effectivement toutes les pratiques de recyclage, de traitement, de tri, de décharges spécialisées (classe 2 ou analogue, classe 2 radioactive) ... Un certain nombre de réflexions doivent avoir lieu là-dessus.

Depuis deux, trois ans, beaucoup de réflexions ont eu lieu et la conférence nationale ou quelque chose d'analogue sur ce sujet devient une urgence parce que les exploitants font mieux ou plus ou moins bien, et on ne sait pas où l'on va.

C'est vraiment important car si on ne donne pas aux gens les moyens de respecter une règle, ils feront n'importe quoi et ce sera dangereux pour tout le monde.

M. DELIGNIÈRE — Le Parc Naturel Régional d'Armorique a la particularité d'abriter une centrale nucléaire qui fonctionnait à l'eau lourde et qui est arrêtée depuis maintenant 9 ans.

Je suis un peu surpris d'entendre ici le CEA dire que le démantèlement n'est pas difficile, n'est pas si cher, alors que sur un site particulier, le site breton de Brennilis, depuis 9 ans quasiment rien ne semble avoir été fait.

A ma connaissance, en septembre, il y avait encore de l'eau lourde.

Sur le terrain, on nous tient un autre discours, c'est-à-dire que le démantèlement est cher. Le niveau 3 est pourtant demandé par les élus du parc, et on nous dit que c'est impossible, que cela coûte cher, que c'est difficile, qu'il faut attendre.

Je constate ici un discours totalement différent de celui que l'on rencontre sur le terrain.

M. LE PRÉSIDENT — Vous venez de poser une bonne question.

EDF et le CEA sont interpellés. Effectivement, les élus ont cette « verrue » un peu gênante dans un parc régional. On peut en dire que l'on va en faire une expérience modèle mais peut-on accélérer cette expérience modèle ?

M. LALLEMENT — L'enquête publique pour le démantèlement d'EL-4 doit être terminée, cela veut bien dire que quelque chose va se passer ; l'enquête publique cesse ces jours-ci ou le mois prochain.

Normalement, l'année prochaine, et pendant deux ans et demi, le CEA et l'EDF préparent le démantèlement au niveau 2. Nous connaissons le coût de ce niveau 2 puisque nous avons fait les appels d'offres.

EL-4 doit être une première démonstration commune CEA-EDF d'une organisation industrielle nouvelle où l'industrie fera le démantèlement.

Une fois fait ce niveau 2, devra-t-on passer au niveau 3 demandé par les élus ? La réponse est toujours la même, celle de M LACOSTE, celle de l'EDF : il reste un cœur irradiant activé. On a avantage à laisser décroître pour perdre de la radioactivité. Ce sera plus facile à faire, moins irradiant pour le personnel mais, le temps passant, l'installation peut être moins connue, se dégrader un peu.

Quel est donc l'optimum dans le temps pour faire le niveau 3 ?

Le faire trop tard, alors que l'on ne saura plus rien faire, que l'on aura perdu la mémoire, et que l'on risque des accidents serait aussi idiot !

Il va falloir réfléchir.

M. STRICKER — **M. LALLEMENT** a tout dit. La politique tient compte des technologies disponibles, de la décroissance radioactive et du coût engendré par le démantèlement.

A Brennilis, il est clair que le niveau 2 aura lieu. Ce sera même un niveau 2 un peu plus élaboré, entre 2 et 3.

Avant d'aller au-delà, indépendamment des conditions de radioactivité ou des conditions purement techniques ou économiques, il est indispensable d'avoir la réponse à la question sur les déchets, y compris pour les déchets de très faible activité.

M. BARRÉ — Je suis un pur opérateur de réalisations de démantèlement. L'expérience que nous avons est d'une vingtaine de démantèlements.

Je me pose la question de l'optimisation des moyens. Où affecte-t-on les moyens ?

Actuellement, j'entends des critiques sur les doses. Certes, c'est un de nos objectifs prioritaires mais où mettre les moyens ? Les mettons-nous sur la protection des hommes - personnellement c'est mon choix - c'est-à-dire des équipes qui interviennent sur les installations, ou les mettons-nous sur des déchets à 0,1 becquerel par gramme qui n'ont probablement que des effets limités sur les populations ?

Nous avons effectivement des situations qui posent problème dans l'assainissement, dans le démantèlement ; les chiffres qui ont été cités tout à l'heure par **M. ROLLINGER** me paraissent très élevés par rapport à ceux que je connais actuellement, les nôtres sont un peu plus bas mais restent de toute façon trop élevés.

Il faut choisir peut-être, en tout cas se poser la question, entre mettre un peu plus de moyens sur la protection des équipes qui travaillent, de façon à réduire à court terme les doses, et mettre beaucoup d'argent dans le tri des déchets très faiblement contaminés.

M. DELIGNÈRE — Je ne suis pas tout à fait satisfait de la réponse que j'ai entendue. Vous dites bien qu'il y a une enquête publique mais les élus locaux ne sont pas au courant... C'est peut-être une « une enquête publique privée » !

M. LALLEMENT — **M. NOKHAMZON**, pouvez-vous faire le point sur les affaires d'enquête publique à Brennilis ?

M. NOKHAMZON — Le dossier d'enquête publique a été envoyé au mois de juillet et le dossier acheminé. La nomination par la DSIN a été effectuée auprès de la préfecture. Cette dernière a peut-être un peu freiné.

Aujourd'hui, nous sommes en attente de la nomination du commissaire enquêteur. La procédure est bien lancée.

M. LALLEMENT — Nous attendons le commissaire enquêteur, et ensuite les choses suivront leur cours. Nous attendons l'autorisation de travailler pour l'année prochaine.

M. DELIGNIÈRE — Les responsables locaux ont dit que cette enquête publique ne serait qu'une formalité, que tout était déjà décidé, que le niveau 3 n'était pas envisagé. Il s'agit uniquement du niveau 2.

J'apprends qu'il s'agirait de quelque chose entre le niveau 2 et 3, j'espère que l'on en saura un peu plus.

Pourquoi cette réticence puisque vous avez dit en introduction que ce n'était pas si cher ; pourquoi nous dire actuellement que l'on ne va pas jusqu'au niveau 3 ?

Pourquoi ne pas faire justement une expérience grandeur nature sur le site puisqu'il n'y a pas d'autres réacteurs nucléaires à côté ? Pourquoi ne pas aller plus loin puisqu'on nous a dit qu'on maintiendrait au moins 30 ans le site en sûreté passive ?

M. LALLEMENT — Je vous ai déjà répondu.

M. BARRÉ — En tant que responsable des équipes qui réalisent le démantèlement, je recommande fortement d'attendre que la radioactivité décroisse par des facteurs 1 000, sinon vous allez envoyer des équipes prendre des doses.

M. TASSART — Je voulais poser une question à M. LACOSTE. Il me semble intéressant de savoir s'il partage le point de vue exprimé par le représentant de la CFDT selon lequel il ne faut pas opposer la définition de seuils d'exemption rigoureux à la mise au point de filières.

Il me semble intéressant de préciser cette prise de position.

M. LACOSTE — Je reviendrais d'abord sur les questions qui ont été posées à propos de Brennilis.

Il y a lieu de réétudier l'optimisation du délai au bout duquel un certain nombre de grandes installations nucléaires vont être démantelées totalement, c'est-à-dire jusqu'au niveau 3.

Il y a matière à réétudier ceci. Cela ne veut absolument pas dire qu'il faut se précipiter pour prendre sur le champ des décisions, qui ne seraient sans doute pas les bonnes et qui coûteraient extrêmement cher en dosimétrie humaine.

Pour Brennilis, le préfet va ouvrir une enquête publique sur un dossier portant sur un démantèlement de niveau 2 ou un peu plus. Rien n'a été « décidé ». De toute façon, même si l'on juge souhaitable un démantèlement de Brennilis au niveau 3, il faut commencer par le niveau 2.

Voilà les deux éléments. J'ajoute qu'aucune décision n'a été prise jusqu'ici.

Un des dangers qui nous guettent dans cette séance est de passer l'essentiel de notre temps sur le sujet des déchets de faible ou très faible activité qui est passionnant, difficile, mais dont j'ai le sentiment qu'il mériterait à lui seul une session de quelques jours ou une conférence.

J'ai l'impression qu'actuellement, il y a un mûrissement d'idées, cela veut dire que nous

ne sommes pas face à une doctrine unique avérée et reconnue. Parmi les idées actuellement soutenues, il y a celle qui consiste à dire : "Méfions-nous des seuils *de minimis* ou de ce genre de chose qui sont difficiles à décider, dont nous ne sommes pas du tout sûrs que ce soit praticable".

Une deuxième idée est : "De toute façon, nous avons besoin de filières". C'est tout à fait évident.

Actuellement, l'ensemble du secteur des déchets nucléaires, et en particulier le secteur des déchets faiblement et très faiblement nucléaires, souffre du fait qu'un certain nombre d'affaires ont mis en évidence des erreurs. On a trouvé des déchets, sans père reconnu, des déchets désavoués, orphelins, etc.

Ceci montre historiquement un manque de rigueur.

Si l'on veut que le système fonctionne bien, il faut reconstruire avec rigueur et, selon deux principes simples :

- la responsabilité du producteur de déchets jusqu'au bout du processus,
- la traçabilité.

Ceci conduit à des problèmes de zonages, de filières, de définitions, la mise en place de recyclages, tout un ensemble de choses sur lequel il y a à réfléchir.

A titre personnel, je suis défavorable à l'instauration de seuils, je n'y crois pas ; je suis extrêmement favorable aux filières, mais c'est vraiment une matière à discussion. Il ne faut pas que, sur un sujet de ce genre, quelques personnes ou membres de l'Administration croient avoir énormément de poids : c'est vraiment un sujet sur lequel un progrès ne peut être fait que si, collectivement, un nombre minimum d'idées est à peu près partagé.

C'est donc un sujet à débattre.

M. SCHAPIRA — Les déchets miniers sont un problème très sérieux parce qu'ils contiennent des éléments naturels à vie longue. En plus de cela, il y a toute une autre catégorie de déchets de même type qui contiennent des radioéléments naturels à vie longue provenant de l'industrie des terres rares (on cite toujours les déchets de Rhône-Poulenc) pour lesquels il est nécessaire de prévoir une gestion adaptée.

Or, actuellement, il semble que la seule philosophie qui se soit manifestée et qui apparaît dans ce décret où l'on définit un seuil de 100 becquerels par gramme pour la radioactivité artificielle et de 500 becquerels par gramme pour la radioactivité naturelle, doit être remise en question pour qu'il y ait cohérence :

- d'abord avec un discours que l'on a tenu, à savoir que la radioactivité est aussi dangereuse qu'elle soit d'origine naturelle ou artificielle, ce qui est exact,

- puis avec ce qui est fait au centre de stockage de l'Aube.

Il faudrait réfléchir aux problèmes posés par les radionucléides à vie longue, aux émetteurs α ou au fait de traiter sur le même pied les produits d'origine naturelle et les

déchets à vie longue contenant éventuellement des transuraniens.

Je pense que c'est un souci de cohérence et qu'il faut abandonner la philosophie de ce décret très ancien dans lequel on faisait un distinguo tout à fait injustifié entre radioactivité naturelle et artificielle.

M. TRELIN — Je désire intervenir sur deux points, celui des déchets et celui de la sous-traitance.

Quand on parle de démantèlement, à mon avis, obligatoirement, on arrive à la question des déchets.

Pour les catégories A, B et C en termes de réglementation, on est à peu près à jour. Ce qui est fait pour les A, c'est bien, il reste que pour les B et C, l'avenir nous dira quelles sont les orientations que nous allons prendre en matière de stockage.

Mon intervention porte justement sur les déchets pour lesquels nous n'avons pas de réglementation bien précise, c'est-à-dire faiblement ou très faiblement radioactifs. C'est important parce que nous allons avoir des tonnages, des volumes extrêmement importants lors des démantèlements et si nous n'avons pas une réglementation au point, nous irons vers des difficultés. Nous le voyons bien d'ailleurs dans tout ce qui est installation nucléaire actuellement.

Je voudrais vous rapporter à ce sujet une anecdote à laquelle j'ai été confronté en matière de recyclage. Evidemment, quand on va démanteler, on va retrouver de l'acier et beaucoup de choses qui peuvent être recyclées.

Les Verts autrichiens ont écrit au PRÉSIDENT de la République, il y a à peu près deux ans, une lettre qui disait à peu près ceci : "Nous avons entendu dire qu'une partie de l'acier récupéré dont l'activité serait limitée à 1 becquerel par gramme, pourrait être réutilisée pour faire des tôles pour construire des automobiles. Si tel était le cas, nous vous prévenons que nous, Verts autrichiens, organiserions le boycott des voitures françaises".

Depuis, on a dit : "Surtout, on n'utilisera pas l'acier éventuel récupéré pour faire des automobiles, on réutilisera les aciers, par exemple, dans les installations nucléaires".

Je vous ai parlé de cette anecdote pour souligner le fait que cela peut avoir des conséquences que nous n'imaginons pas si nous n'avons pas enfin des réglementations correctes.

Je crois que M. LE DÉAUT avait dit que, pour les matériaux très faiblement radioactifs, on avait au moins 600 textes. Il est temps que l'on ait une remise à jour, c'est important pour le démantèlement.

De la même manière, on dit : "D'abord les hommes". Monsieur BARRÉ en a parlé tout à l'heure, je suis tout à fait d'accord avec lui : il faut savoir où l'on veut faire porter l'effort.

J'ai lu une étude menée sur 67 000 personnes : si l'on passait de la réglementation actuelle à la réglementation future en matière de radioprotection, 3 500 personnes dépasseraient les nouvelles limites.

Vous voyez qu'un certain nombre d'efforts sont faits en matière de protection des salariés.

En matière de démantèlement, tout doit se passer comme si c'était un laboratoire. Par exemple, c'est l'orientation qui est prise pour Rapsodie à Cadarache, c'est une bonne chose. On se place dans la situation du laboratoire.

Par ailleurs, il faut s'interroger sur la sous-traitance. Tout à l'heure, quelqu'un a dit qu'il était important qu'il y ait la mémoire, seulement quand c'est de la sous-traitance de sous-traitance, où est la mémoire ?

Si en France une entreprise est spécialisée dans le démantèlement, il ne faut pas qu'il y en ait trente-six ; c'est le meilleur moyen de suivre la santé des salariés, le meilleur moyen pour qu'il n'y ait pas de tricherie ici ou là.

En tout état de cause, même s'il n'y en a pas qu'une, il ne faut pas que ce soit multiplié à l'infini.

M. KALUZNY — J'ai entendu dire un certain nombre de choses. Je reprendrai les propos de Monsieur **BARRÉ** sur le thème "Attention à l'optimisation des moyens entre la radioprotection et la gestion, ne pas mettre trop pour trier des déchets à 0,1 becquerel par gramme".

Je pense que le problème ne se pose pas en ces termes aujourd'hui.

On également évoqué les problèmes de réglementation, je voudrais également réagir.

Il me semble qu'il est indispensable de définir ce dont nous allons parler. Quels sont ces fameux déchets, comment se présentent-ils ? Que peut-on faire en amont pour gérer au mieux les choses ?

La question ne se posera pas en allocation des moyens, si l'on va suffisamment en amont. Cela ne me semble pas être de nature à aller contre l'optimisation des travailleurs. Evidemment il faut essayer de réduire au maximum les doses absorbées par les travailleurs et, évidemment, dans la conception du démantèlement, aller suffisamment en avant pour être capable de trier intelligemment des déchets par nature et, après, identifier les filières.

Une réglementation, c'est quelque chose de très bien, cela peut apparaître comme un outil miraculeux mais comment la faire ? Là aussi, il faut revenir sur les solutions possibles.

Une réglementation peut être vue aussi comme quelque chose instituant un certain consensus sur une pratique qui est reconnue comme acceptable en termes de santé publique et socialement. Il faut quand même regarder de près quelles sont les solutions qui peuvent exister.

Je reprendrai les propos de M. **SCHAPIRA** sur la nécessaire cohérence entre toutes les filières de gestion de déchets radioactifs que nous mettons en place et les textes actuels.

Aujourd'hui, on voit des seuils comme 100 becquerels par gramme ou 500 becquerels par gramme. Je ne suis pas persuadé que les exploitants d'installations nucléaires sortent grand-chose dans une décharge banalisée en dessous de 100 becquerels par gramme. Ce

seuil en tant que tel à ce jour me semble complètement dépassé et le vrai débat est de mettre en place un certain nombre de filières adaptées et d'assurer une traçabilité de ce que l'on va faire. En tout état de cause, il faut essayer d'organiser la mémoire sur ce genre de question.

Effectivement, si l'on réussit à clarifier les idées sur ce genre de choses - je remercie M. LACOSTE d'avoir mis en place son groupe de travail qui nous permet de regarder en détail, catégorie de déchets par catégorie de déchets, ce qu'il en est et de mettre sur la table un certain nombre de solutions - ce n'est qu'après que l'on pourra dire : "Essayons de fixer une réglementation qui permette de clarifier les choses".

Le premier débat n'est pas un problème de réglementation. Nous avons une réglementation aujourd'hui qui nous permettrait des libertés si nous l'interprétons, nous ne l'utilisons pas. Ce n'est donc pas le vrai débat, le vrai débat est d'être prudent et clair dans la définition des solutions de gestion des déchets.

M. ROLLINGER — Je suis assez content de l'intervention de M. KALUZNY car opposer la protection de l'environnement et une bonne gestion des déchets de faible activité à la protection des travailleurs ne me semble pas pertinent.

Le plus souvent, quand on définit des objectifs *a priori* sur la destination des différents déchets, on met en place une organisation du travail adaptée qui permet justement d'optimiser la radioprotection. Cela ne me semble donc pas du tout opposé.

En termes de stratégie, ce débat est quand même assez important car les pratiques mises en place, aussi bien au niveau de la destination des déchets que de l'organisation du travail, sont un préalable à l'organisation industrielle dans le démantèlement lui-même.

Dès que l'on veut pousser les démantèlements sur de grosses installations, il faut aller vite. Le but n'est pas d'avoir une réglementation : une réglementation est un outil qui définit des destinations, des moyens, des contrôles, des protections. Nous avons besoin de cet outil assez vite, et plus nous attendons, plus il se passe des choses.

Je ne suis pas sûr qu'il n'y ait pas de temps en temps des déchets autour d'une ou de plusieurs centaines de becquerels par gramme qui sortent ou qui sortaient de certaines installations nucléaires.

Ce n'est peut-être plus le cas aujourd'hui, mais ça l'était il y a encore deux ou trois ans : dans le groupe CEA, la pratique de La Hague était de banaliser en dessous de 37 becquerels par gramme, et la pratique de Marcoule était de 1 000 becquerels par gramme.

Je ne sais pas où l'on en est aujourd'hui mais cela montre bien qu'il faut aller assez vite.

Nous notons une maturation assez importante même s'il n'y pas un consensus général aujourd'hui.

Aujourd'hui, il y a matière à avancer assez vite, il ne faudra pas le faire dans 5 ans, sinon on continuera à faire n'importe quoi entre temps.

En termes de stratégie, je voudrais poser deux questions, dont une sur G2 et G3 qui

illustre tout à fait mon propos.

Sur G2 et G3, on a refondu des aciers : quels ont été les seuils utilisés pour le recyclage ou éventuellement la banalisation de ces aciers en l'absence de règles ? Si le CEA s'est donné des règles, lesquelles ?

D'autre part, COGEMA a parlé de ses installations encore en fonctionnement et de leur démantèlement futur. J'ai envie de parler de ses objectifs et de sa stratégie sur le démantèlement des installations arrêtées ou qui vont l'être incessamment, c'est-à-dire pour la première usine retraitement de Marcoule et la première usine de diffusion gazeuse de Pierrelatte : à quel coût ? avec quel financement ?

Quand M. LALLEMENT disait que ce n'est pas toujours très cher, les rumeurs que j'ai entendues concernant le démantèlement d'UP1 avancent plus de 10 MdF.

Cela vaut la peine d'y réfléchir.

M. LE PRÉSIDENT — M. LAURENT va vous répondre. On parle tous des déchets orphelins ou fils-père, mais disons le nom puisque nous tournons autour : il s'agit de RADIACONTROLE.

M. LAURENT — Les pratiques de sortie des déchets des établissements à La Hague et Marcoule ne sont plus du tout celles que vous avez peut-être connues dans le passé.

A propos du démantèlement de Marcoule, UP1 s'arrête en 1997 : on aura retraité les derniers combustibles graphite-gaz, et il n'y aura pas de continuation des activités militaires. Les opérations de mise à l'arrêt commenceront aussitôt.

L'ordre de grandeur du montant du démantèlement est celui que vous avez cité, c'est-à-dire de l'ordre du tiers du montant de l'investissement initial, soit 10 MdF. Des fonds sont disponibles.

Le cas de Marcoule est différent de celui de La Hague du fait de la nature du contrat qui nous lie à nos clients. Le coût et la charge des opérations de démantèlement des installations de La Hague sont imputés dans les coûts des prestations de retraitement, ce qui n'était pas le cas pour Marcoule.

Il est clairement établi que cette charge appartient à l'ensemble des bénéficiaires du fonctionnement de l'installation. Vous savez que nous sommes en discussion avec ces bénéficiaires pour déterminer la part de chacun et sa participation à l'opération. Cette discussion n'étant pas terminée, il est difficile d'en dire plus.

Je préciserai qu'elle a fait l'objet d'une mission qui a été menée de façon conjointe par les Ministères de l'Industrie et de la Défense afin de préciser les responsabilités et de faciliter le partage de ces responsabilités entre les différents intervenants.

M. LALLEMENT — J'ai entendu prononcer le nom de RADIACONTROLE, il faut quand même que je réagisse.

Depuis plusieurs années, le CEA a pris des décisions encore renforcées ces temps-ci : nous ne sortons pas de déchets très faiblement radioactifs de nos centres en ce moment, sauf

cas particulier, sans les avoir examiné de très près, en attendant que nous ayons stabilisé les filières d'évacuation et établi très soigneusement la traçabilité.

Nous avons évacué un petit nombre de tonnes d'acier et de plomb pour les faire décontaminer et ensuite les mettre dans le domaine public avec toute la traçabilité prévue dans le contrat. Le problème vient du fait que nous n'avons pas surveillé suffisamment notre sous-traitant.

On a parlé de G2 et G3, de l'avenir des ferrailles, des critères pour recevoir les aciers contaminés.

Les ferrailles que l'on fond, extraites de G2 et G3, sont très faiblement radioactives avec quelques dizaines de becquerels par gramme seulement.

Qu'avons-nous fait de ces ferrailles ? Nous les avons fondues, et nous gardons les morceaux de fonte faits dans ce four, ils sont sur le site, ils n'ont pas été évacués. Ils ont été quelquefois recyclés dans l'industrie nucléaire, pour faire de la protection, des couvercles, des blindages et des conteneurs de déchets.

Les déchets faiblement radioactifs ont été fondus, ont été gardés, et l'on a essayé de les recycler dans l'industrie nucléaire ; une certaine partie a pu être recyclée.

Concernant cette sous-traitance, j'élargis peut-être la question, mais il faut dire quelle est la stratégie du CEA dans le démantèlement comme dans le traitement des déchets.

Dans le démantèlement, il a été décidé au CEA que l'exploitant d'une installation à démanteler en restera responsable jusqu'au bout. Il n'y a plus de transfert d'une installation à un organisme général qui transfère à un sous-traitant qui transfère à un autre ...

La mémoire de l'installation, la responsabilité du démantèlement ne sera plus enlevée à l'exploitant qui restera jusqu'au bout responsable de l'exécution du démantèlement : il en sera le maître d'ouvrage. C'est lui qui fixera les conditions du démantèlement à un maître d'oeuvre industriel qui ne sera pas une constellation d'industriels qui transféreront leur responsabilité d'entreprises importantes à des entreprises de moindre importance, celles-ci à des entreprises de petite importance pour qu'à la fin on ne sache plus rien.

Il faut que des industriels compétents connaissant le métier soient agréés et ne sous-traitent pas indéfiniment. Cela a été décidé au niveau du CEA de façon absolue.

(La séance, suspendue à 16 heures, est reprise à 16 heures 10)

Mlle LESOURD — C'est la conception du démantèlement qui génère un certain type de déchets. Dans ces déchets, il y a des TFA (Très Faible Activité), ce sont eux qui nous préoccupent actuellement.

En général, moins ils sont actifs et moins ils ont d'impact sanitaire, mais au niveau de la réflexion intellectuelle, ils ont un impact important.

Dans le démantèlement, la gestion des déchets moyennement actifs génère un certain nombre de doses que j'appellerai passives et non pas gratuites. Je ferai donc une différence entre la dose passive qui est potentiellement sur le terrain et la dose gratuite qui est celle

que l'on peut éviter.

En particulier, il faut bien maîtriser l'évacuation immédiate des déchets.

Certains démantèlements se font avec un nettoyage - je ne veux pas employer le terme « d'assainissement » qui a une signification - c'est-à-dire l'enlèvement de toute la contamination qui peut générer des effluents que l'on sait traiter et conditionner.

Il y a un choix dans les démantèlements, il est important. Il est vrai qu'au niveau du CEA, ce sont des laboratoires d'études variés et la standardisation est extrêmement difficile. D'autre part, qui dit laboratoire d'études dit un certain nombre d'alimentations en fluides, d'installations connexes, etc ... qui n'ont pas été faites pour durer un temps infini. Là aussi intervient la mise en chantier du démantèlement assez rapide, car on s'aperçoit qu'un jour ou l'autre il faudra tout recommencer : l'installation connexe et la surveillance radiologique des chantiers.

On parle de l'abaissement des doses individuelles mais ce n'est pas toujours une optimisation d'un bon démantèlement. Ce n'est pas la dose partagée qui est intéressante mais l'abaissement de la dose collective et de la dose globale du chantier ; il faudrait aussi que l'on en parle.

Pour conclure, je dirai que peu importe qui intègre les doses. En revanche, il est important que l'entreprise qui génère le risque en assume les conséquences et un suivi social du travailleur.

M. PRONOST — Il est un peu dommage que vous évacuez la notion de "réglementation", mais je comprends qu'il est difficile de préciser ce nombre de becquerels par gramme.

Les gens se heurtent à des problèmes de traceurs. Ils ont la hantise de retrouver les traceurs significatifs de l'activité.

On trouve un certain nombre de corps, significatifs du fonctionnement du réacteur, et que l'on retrouvera *de facto* dans les déchets. C'est un « marquage au fer rouge » embêtant.

En tant qu'experts, nous sommes continuellement confrontés à ce problème. Il faudrait quand même, une fois pour toutes, mettre en place une réglementation. Vous en avez le pouvoir, il serait vraiment dommage de ne pas en profiter pour essayer avec les principaux acteurs d'accoucher de quelque chose, au moins à titre provisoire.

On parle depuis 10 ans de cette réglementation. Au niveau de la CEE, on trouve des points de vue complètement opposés. On attend que quelque chose vienne de la CEE et il n'y a rien du tout, je crois qu'il n'en viendra d'ailleurs jamais rien. La France devrait montrer l'exemple une fois pour toutes et donner naissance à quelque chose.

Cette histoire de 100 becquerels ou de 37 becquerels par gramme paraît sibylline mais c'est capital. Il faut bien faire des tris !

J'ai assisté, il n'y pas très longtemps à un démantèlement un peu particulier, et je me suis rendu compte que la valeur retenue était 3 becquerels par gramme, et non 100 ou 37 comme l'on trouve suivant les réglementations de certains endroits.

Les quantités sont exponentielles parce que ce n'est pas proportionnel au nombre de becquerels par gramme.

Il faut mettre au point quelque chose, sinon nous n'allons pas en sortir.

M. LACOSTE — Je ne crois pas à une réglementation qui ne résulte pas d'une concertation aussi poussée que possible avec les principaux acteurs. Les idées mûrissent et nous devrions pouvoir avancer.

Un reproche a été fait à l'administration qui me paraît tout à fait fondé. Il a été demandé s'il était normal que le devenir des terrils miniers reste considéré comme un problème régional, du ressort de l'administration régionale.

Je réponds à cela que ce n'est pas normal. Il existe un déficit dans la prise en compte au niveau national d'une doctrine définie sur ce sujet.

UN INTERVENANT — La soi-disant radioactivité que l'on a trouvée dans les décharges provenait souvent des déchets d'hôpitaux.

Nous connaissons tous ici la filière de l'ANDRA, c'est toujours bien suivi par le CEA ou l'EDF. On sait que les gens qui travaillent dans les hôpitaux ont des déchets nucléaires et je ne sais pas comment ils sont traités, et s'ils sont traités avec autant de sérieux que ceux des industriels.

M. LE PRÉSIDENT — La question restera posée.

M. STRICKER — Je dirai un mot sur ce qui a été fait sur les centrales graphite-gaz et sur ce qui continue à être fait sur d'autres centrales graphite-gaz et sur la centrale de Chooz A. On y procède ou on y a procédé aux opérations de déshabillage que j'ai citées tout à l'heure, et les démarches en matière de sûreté ou en matière de radioprotection n'y diffèrent pas des démarches utilisées pour la maintenance courante des installations.

Ces opérations de déshabillage sont des opérations relativement fines, qui se font équipement par équipement et pour lesquelles on n'est pas très loin des opérations de maintenance.

Pour cette phase première de déshabillage qui est fait sous la responsabilité de l'exploitant nucléaire, il n'y a pas de différence ni de philosophie en matière de sûreté, ni en matière de radioprotection ni en matière d'organisation des opérations sous la responsabilité du maître d'ouvrage.

Nous constatons au fil des opérations de démantèlement les mêmes progrès que ceux que l'on a constatés sur la maintenance.

Un seul exemple sur Chooz A : on a profité de l'arrêt de cette première centrale, qui est une centrale à eau sous pression de 250 MW, pour faire un certain nombre d'expertises.

Ce programme d'expertises a été soumis au crible non seulement des experts et des financiers, mais également des radioprotectionnistes qui ont eu leur mot à dire. La question a été posée de savoir si le jeu d'une telle expertise valait la chandelle de la dosimétrie correspondante. Dans certains cas, cela a conduit à ne pas faire telle ou telle expertise.

En ce qui concerne la déconstruction qui est la phase ultérieure, je ne peux pas répondre car nous n'en avons pas l'expérience. Il est clair que les aspects de sûreté, de sécurité conventionnelle et de radioprotection feront partie des travaux de préparation de ces opérations.

M. LOCHARD — Les expériences que nous avons pu avoir, qui restent un peu limitées - en particulier sur le réacteur BR3 en Belgique - montrent que dans la partie déshabillage, il n'y a pas de différence majeure sur le plan de la radioprotection avec ce qui se passe en matière de maintenance normale.

En revanche, pour ce qui est de la phase de déconstruction, dans la logique générale, les principes de bonne gestion de radioprotection ont l'air de s'appliquer aussi dans le démantèlement sans problème. Des spécificités ont déjà été notées comme le problème de la mémoire, c'est-à-dire savoir exactement à quelle source on a affaire.

On a vu, dans le cas concret du démantèlement de BR3 en Belgique, que le fait de tout reconstituer posait de réels problèmes, parce que les plans ne sont pas adaptés, parce que l'on a perdu la trace d'un certain nombre de modifications qui ont été faites au cours de la vie de l'installation.

Dès lors que l'on commence à déconstruire, on fabrique des déchets. En Belgique, des spécifications existent pour le fonctionnement normal des installations mais elles répondent difficilement aux problèmes posés par la nature et la forme des déchets de démantèlement. On s'aperçoit que l'on crée très vite des transferts de risques importants : non seulement on démantèle mais on est ensuite obligé de retravailler sur les produits de démantèlement pour les amener en conformité avec les spécifications. D'une certaine manière on a tendance à doubler la dosimétrie.

Un troisième point spécifique dans la déconstruction est d'utiliser sa cinétique pour optimiser la radioprotection. Quand on travaille dans une installation, on a une protection biologique, toute une infrastructure qui permet de se protéger des rayonnements ; on travaille avec cette infrastructure. Dès lors que l'on déconstruit, on se coupe d'un certain nombre de protections mais aussi on se facilite la tâche car on crée des espaces pour travailler.

Il y a là tout un domaine auquel il faut réfléchir dans les années à venir de façon à adapter les outils de la maintenance des installations qui sont maintenant extrêmement performants - telle que la démonstration en a été faite au Congrès de La Rochelle - mais il faudrait que ces outils et ces méthodes soient adaptés pour cette phase de déconstruction qui est un peu particulière.

M. BARRÉ — Effectivement, sur le terrain, quand on fait du démantèlement, le problème le plus difficile pour les installations anciennes est celui de l'histoire, de la connaissance exacte de l'installation. C'est un retour d'expérience considérable que nous avons.

Evidemment, on se pose la question de savoir s'il faut démanteler ou pas, nous en avons déjà parlé tout à l'heure.

Le deuxième point est que l'on peut optimiser considérablement les doses en ne se contentant pas d'optimiser la radioprotection pendant l'opération. Sur de nombreuses

installations, on gagne beaucoup plus en s'efforçant de réduire les sources avant de faire le démantèlement et en sachant où l'on veut aller après, c'est-à-dire à quel niveau aboutir : en fait-on une cantine ou une nouvelle installation nucléaire ?

Pour les 20 démantèlements que nous avons faits, au départ, on ne connaissait pas exactement la destination finale de l'installation.

La question ne se pose peut-être pas pour EDF ou pour d'autres, mais dans beaucoup de cas, la situation n'est pas celle que je décris. A la limite, on gagne beaucoup plus à optimiser la source en amont et ce que j'appelle la source en aval, plutôt que seulement l'opération elle-même.

M. LE PRÉSIDENT — Une question se pose : est-ce que du point de vue des normes de radioprotection, il risque d'y avoir des problèmes pour les ouvriers qui travailleront sur les démantèlements ?

M. BARRÉ — Aujourd'hui, nous avons des gens qui sont au-dessus de 100 millisieverts, pas seulement pour le démantèlement mais également pour d'autres opérations. C'est factuel, il n'y en a pas beaucoup mais il y en a.

Sur 700 personnes à STMI, malheureusement, 5 % des gens sont au-dessus de 20 mSv et en dessous de 30mSv. Ce sont les dernières statistiques précises dont je dispose.

Cela étant, si ceci est bien identifié, il ne faut pas dire que c'est vrai pour les démantèlements en général. Cependant, c'est souvent vrai pour la raison que j'ai indiquée tout à l'heure, c'est-à-dire qu'en cours de route on découvre des conditions que le maître d'ouvrage n'avait pas pu prévoir, qui ne viennent pas d'une mauvaise volonté.

A l'inverse, sur certains établissements, toute l'équipe est en dessous de 10 mSvet on atteindra moins de 20 mSv d'ici deux ans, partout.

M. LE PRÉSIDENT — M. ROLLINGER, vous contestez les chiffres.

M. ROLLINGER — On nous a donné ce matin, dans le cadre du Groupe CEA, pour 1993, 48 personnes entre 20 mSv et 50 mSv dont 25 entre 20 mSv et 30 mSv, 19 entre 30 mSv et 40 mSv et 4 entre 40 mSv et 50 mSv sur 580 agents surveillés.

Ces 48 personnes se répartissent ainsi : 2 sur Tricastin et Cadarache, et 46 sur l'agence l'Ile-de-France. Sur cette agence, 1/4 sont entre 20 mSv et 50 mSv, dont la moitié est au-delà de 30 mSv.

Je ne dis pas que STMI ne fait pas des efforts. Je pense que le problème a bien été présenté par Monsieur BARRÉ : beaucoup de doses sont dues au fait que l'on avait insuffisamment assaini et évacué les déchets avant l'intervention. C'est plutôt le donneur d'ordres qui aurait pu faire mieux.

C'est vraiment un problème fondamental en termes de stratégie. Il ne faut pas vouloir faire un inventaire tellement détaillé qu'on génère des doses à vouloir établir une carte très précise des sources. Il est très important de disposer d'un inventaire, et de se donner une destination. On optimisera mieux la dosimétrie en sachant d'où l'on part et où l'on va.

M. LE PRÉSIDENT — Pour répondre, et comme nous sommes sur STMI, M. BARRÉ peut peut-être nous rendre compte de l'expérience du mur irradiant sur AT-1.

M. BARRÉ — Je voudrais surtout parler des progrès qui ont été réalisés.

Effectivement, les chiffres qui ont été cités sont des chiffres de 1993 ; compte tenu du fait que l'objectif de réduction des doses est l'objectif prioritaire de STMI, nous sommes à des niveaux qui n'ont rien à voir avec ce qui vient d'être indiqué et nous allons encore aller plus loin.

M. LE PRÉSIDENT — Sur la cause, vous n'êtes pas en désaccord fondamental ?

M. BARRÉ — Non.

M. LE PRÉSIDENT — Pour illustrer le problème vous pouvez peut-être donner l'exemple du mur.

M. LALLEMENT — Comme les installations sont anciennes, nous n'avons pas la mémoire de tous les incidents qui s'y sont produits. Par exemple, quand STMI intervient, à un moment donné, on découvre qu'un endroit est plus irradiant que prévu parce qu'il y a eu un incident dans le passé que l'on a oublié.

Quand on a travaillé pendant 20 ans dans une installation, il y a parfois des personnes, des objets qui sont partis et on a perdu la mémoire de l'installation.

C'est très gênant. J'espère qu'il n'y a que le CEA dans ce cas car c'est lui qui a les installations les plus vieilles. Normalement, la COGEMA avec les installations UP2-800 et UP3, qui sont modernes, saura ce qui s'est passé. De même, les réacteurs ont une mémoire qui devrait être meilleure et devraient pouvoir éviter ces problèmes.

La réalité du CEA est que bien souvent quand on aborde un chantier, le bilan que l'on fait avant de lancer une opération est assez imprécis. Personnellement, j'ai beaucoup de litiges avec STMI qui me demande davantage de temps parce que je me suis trompé.

Vous parlez du maître d'ouvrage ; dans le cas du CEA, souvent, il n'est pas capable de définir tout à fait correctement l'état des lieux avant de commencer.

M. LE PRÉSIDENT — M. LAURENT, à COGEMA, vous avez la mémoire de UP1, cela ne vous causera pas trop de problèmes, mais à Marcoule, il y a d'autres vieilles installations. En avez-vous conservé la mémoire ?

M. LAURENT — C'est peut-être avec UP1 que nous aurons le plus de difficultés mais je ne veux pas être trop présomptueux.

Dans des installations "anciennes" - je veux dire traitées à l'ancienne sur le plan de la conception, de l'exploitation et de la documentation qui doit tenir compte de tous les événements qu'elle a connus - on voit l'influence de la culture passée et on a des surprises.

Il ne faudrait pas en tirer la conclusion générale que des installations semblables à AT1 vont rencontrer les mêmes difficultés qu'AT1.

Il faut tenir compte du fait que AT1 a vécu dans un environnement de techniques, d'assurance qualité, de traçabilité de tous les événements d'exploitation qui n'a plus rien à voir avec ce qui existe aujourd'hui dans les grandes unités modernes. L'exploitant ne peut pas déjà lui-même, en exploitation, survivre correctement, assurer pleinement ses responsabilités en matière de sûreté s'il ne conserve pas la trace de l'état exact de son installation et de tout ce qui lui est arrivé.

Il me semble possible, avec le degré de détail que nous avons sur les installations, sur les plans, de construire des dossiers de conservation de la mémoire. Il faut au moins le tenter parce que si l'exploitant n'est pas capable de garder la mémoire, c'est la sûreté de son installation qui est en cause.

Il a cette possibilité, cette capacité, et je pense qu'il est capable de la transmettre.

C'est un sujet intéressant qu'il faudrait creuser.

La planification d'une intervention ou d'un démantèlement doit se préparer. Cela n'implique pas qu'il n'y aura pas de surprise un jour sur quelque chose qu'il a été prévu de faire en dix opérations et en quinze jours, et que l'on ne va pas devoir mettre plus de temps.

La planification détaillée, en termes de doses et de mode opératoire est quelque chose qui est absolument incontournable. Cela se fait tous les jours dans les opérations normales des installations, cela se fera également dans les démantèlements. C'est à ce stade que se prépare l'optimisation de la dose, du conditionnement des déchets, des méthodes que l'on va employer et les choix entre des investigations complémentaires, une intervention manuelle ou une intervention robotique.

Il ne faut pas négliger la qualité de ce travail, il est long ; dans les plus grands démantèlements que nous avons pu faire - ce sont des démantèlements qui ont dépassé les trois ans - la phase préparatoire est aussi longue que le démantèlement. Pour 3 ans de travail effectif sur le terrain, il y a au moins 3 ans de préparation.

Et je n'inclus pas la phase préventive, située encore plus en amont que celle de la préparation de la mémoire, c'est-à-dire du document qui sera nécessaire pour faire tout cela.

M. LE PRÉSIDENT — Vous avez un conditionnel qui me chagrine un peu. Vous dites qu'il faudrait voir si l'on peut garder la mémoire. J'ai envie de vous répondre un peu brutalement que le mur avait gardé la mémoire ; simplement, même sous la torture, il n'a pas parlé et ce sont les ouvriers qui ont ramassé la réponse.

Mettez-vous en oeuvre la mémoire de l'installation originelle plus la mémoire des événements significatifs qui ont pu affecter l'installation ?

M. LAURENT — Nous gardons la mémoire à la fois des modifications que subit l'installation et des événements significatifs.

Quand j'ai employé ce terme : "Il faudrait faire la démonstration", il s'agissait de la démonstration de la transmission et de l'utilisation correcte ou de la mise en forme définitive de cette mémoire au moment où l'on boucle le dossier après la mise à l'arrêt des crans de sûreté actifs de l'installation. Il faudrait qu'un dossier satisfaisant puisse être transmis, et que l'on ait vérifié que l'on avait pu mettre en forme tout ce qui avait été collecté pendant les

phases précédentes.

Effectivement, le balayage qui existe.

M. LOCHARD — Nous avons été confrontés à ce problème de réacteur pour le démantèlement de BR3 en Belgique. Il a fonctionné 25 ans, il s'est arrêté en 1987, le démantèlement a commencé en 1990. Le laps de temps n'était pas grand.

Le problème, ce sont les hommes. Ils sont partis, ils ont été mutés ailleurs, d'autres sont partis à la retraite. Au niveau de la mémoire vive, si vous n'avez pas les hommes, cela devient très vite compliqué.

Au niveau de la mémoire-trace, il existe plusieurs dossiers. Vous attaquez une phase du démantèlement et l'on vous dit : "Attention, il y a eu des modifications en telle année, on a changé des boulons à tel endroit". Vous avez 25 cm d'épaisseur de dossiers très techniques sur l'appel d'offres, les études préliminaires sur le changement des boulons, mais il n'y a pas de trace intéressante du point de vue de la radioprotection.

Certes, il faut organiser la mémoire, mais dans une perspective de radioprotection, pour faire cette prévision indispensable. Tout réside dans la vision après coup.

Si l'on fait une bonne prévision, la question du problème du dépassement des limites tombe d'elle-même. Si les choses sont gérées *a priori* et si l'on a un bon suivi de la dosimétrie des travailleurs en temps réel, on arrête si on s'aperçoit que l'on dérive.

Il n'y a pas de raison d'avoir des gens qui dépassent les limites, quelles qu'elles soient à un moment donné.

M. GIRAUDEL — J'ai eu l'occasion depuis 1973 de suivre les installations qui ont été arrêtées et démantelées partiellement, ou totalement pour certaines petites installations.

L'expérience que j'ai acquise me montre que l'on n'a jamais vraiment rencontré de problème au point de vue de la sûreté nucléaire au sens où on l'entend usuellement.

La radioprotection des personnels s'est améliorée en permanence et il faut continuer. Ce problème de préparation de chantier, de connaissance et de mémoire de l'installation est essentiel. Il faut archiver cette mémoire.

Or, on a dit jusqu'à présent : "Ces installations vont être mise à un niveau 2, plus ou moins deux"... Je ne sais pas bien ce que cela veut dire, mais on confina les parties les plus radioactives qu'on laissera pendant 30 ans avant d'aborder le démantèlement.

Il faudrait rectifier cette durée, car EDF a annoncé qu'on laisserait Chooz dans un niveau 2, plutôt moins que plus, pendant 100 ans. De plus en plus, on parle de 100 ans même pour les autres réacteurs et certains UNGG. Des Anglais parlent de 300 ans.

Je ne reviens pas sur le problème des sites mais cette traçabilité de la mémoire sera un problème important qu'il sera difficile de résoudre. Sur une période de 30 ans, on peut trouver des jeunes retraités qui ont encore la mémoire de ce qu'ils ont vécu pour les incidents, ce qui peut permettre d'éviter des irradiations de personnel sur telle ou telle installation.

Mais, dans 100 ans, je ne sais pas de ce que cela deviendra...

M. LE PRÉSIDENT — Avez-vous eu une réflexion sur une méthodologie de l'organisation de la mémoire ou sur une approche commune, c'est-à-dire ne garder que ce qui est intéressant pour l'étape démantèlement ?

M. DEVILLERS — On a dit que la question principale dans les chantiers de démantèlement était de protéger correctement les travailleurs de l'effet des rayonnements mais aussi des risques classiques.

Quand on voit les progrès d'EDF en matière de doses collectives lors des changements de générateurs de vapeur, on se rend bien compte que le retour d'expérience est fondamental.

On apprend à chaque fois.

Faire une optimisation théorique à partir de plans est extrêmement difficile. Or il me semble que dans un certain nombre d'installations qui ont déjà été démantelées, le retour d'expérience n'a pas été formalisé de façon suffisamment précise pour pouvoir être exploité.

J'attire l'attention sur ce besoin d'organiser le retour d'expérience et en particulier de le rendre disponible à la communauté des opérateurs même lorsqu'il s'agit d'entreprises concurrentes.

Un point n'a pas été soulevé, la question des effluents lors du démantèlement. Jusqu'à présent ces effluents ont été absorbés par les stations de traitement d'effluents liquides sans donner lieu à des modifications des autorisations de rejets. Bien entendu, pour continuer à démanteler, il faut que les stations de traitement d'effluents soient toujours disponibles. Or, certaines sont plutôt en état vieillissant et il faudra bien avoir à l'esprit, pour démanteler correctement, le besoin de stations de traitement d'effluents liquides en état de fonctionnement correct.

Il faut aussi avoir à l'esprit le fait que les stations de traitement d'effluents vont éventuellement se spécialiser et qu'il faudra transporter des effluents d'un site à l'autre pour utiliser au mieux les caractères spécifiques de ces stations. Ceci signifie notamment des transports sur la voie publique et donc parfaitement sûrs.

Cela fait apparaître un risque supplémentaire qu'il faut prendre en compte dans l'optimisation globale.

Enfin, il semblerait nécessaire, même si l'on n'exécute pas immédiatement des démantèlements de niveau 3, d'en avoir une idée suffisamment précise par le retour d'expérience international éventuel de manière à pouvoir orienter des dispositions de conception des futures installations afin de rendre, le moment venu, leur démantèlement plus facile.

M. LE PRÉSIDENT — Merci. Vous n'êtes peut-être pas un exploitant au sens classique mais vous exploitez quand même des laboratoires qu'un jour il faudra démanteler comme les autres. Comme en plus vous êtes chargés de la recherche, vous allez avoir un rôle pilote dans l'organisation de la méthodologie à la fois de la mémoire et du démantèlement.

M. STRICKER — Pour compléter tout ce qui a été dit, je voudrais insister sur le fait que le problème n'est pas du tout uniforme et que les installations sont très différentes les unes des autres. Ceci explique que les difficultés que l'on peut rencontrer sur tel laboratoire seront différentes de celles que l'on a rencontrées ou que l'on rencontrera sur des réacteurs de puissance, par exemple.

Cela étant, je partage tout à fait ce qui a été dit sur l'importance capitale de la préparation en amont des interventions que ce soit sur le plan de la sûreté, de la radioprotection ou d'une préparation industrielle quelle qu'elle soit. Sur le plan de la radioprotection, bien entendu, le premier geste à faire est de diminuer les sources.

Cette préparation doit être faite sous la responsabilité du donneur d'ordres mais en collaboration avec les prestataires qu'il compte faire travailler sur ces installations. Les prestataires sont en général compétents et disposent d'une partie non négligeable du savoir-faire et du retour d'expérience.

C'est à ce niveau qu'il est possible de prévoir les aléas, c'est-à-dire imaginer des points d'arrêt pour être capable d'arrêter telle ou telle intervention dans la mesure où les conditions environnantes ne sont pas celles que l'on avait imaginées dans la phase préparatoire. On reprend la préparation et on repart avec une nouvelle optimisation du chantier.

C'est de cette façon que l'on doit travailler en matière de radioprotection ; cela vaut pour la maintenance de grosses opérations classiques et pour le démantèlement, le déshabillage que l'on pratique dès aujourd'hui et cela vaudra pour la déconstruction que l'on pratiquera ultérieurement.

Ceci nécessite, vous l'avez dit, d'avoir un système de mémoire qui fonctionne. Le système de mémoire ne consiste pas seulement à archiver tout dans un ordre plus ou moins simple à retrouver ultérieurement mais à archiver tout ce qui est nécessaire avec, si possible, rien que ce qui est nécessaire.

Pour EDF, la disposition est la suivante :

J'ai indiqué que la partie déshabillage était faite sous la responsabilité de l'exploitant nucléaire qui connaît l'installation et qui profitait de la présence physique des gens qui étaient présents sur l'installation pour faire ces opérations avec toutes les précautions à prendre au vu des risques résiduels.

Ces exploitants ont l'habitude d'utiliser la documentation associée mise à jour au fur et à mesure des modifications. Donc, les exploitants travaillent avec les mêmes outils que ceux qu'ils utilisaient juste avant l'arrêt définitif.

La deuxième phase qui se passera - même si l'on peut discuter de la durée de 50 ans - (je rassure M. GIRAUDEL, c'est assez bas dans le champ EDF)....

M. GIRAUDEL — Cela a été écrit !

M. STRICKER — ... 50 ans.

Ceci devra être optimisé, ce n'est pas mon propos. Mon propos est de dire que cela sera de toute façon décalé par rapport à la phase de déshabillage que je citais

précédemment.

Ce décalage s'accompagnera d'un transfert de maîtrise d'ouvrage entre l'exploitant nucléaire qui aura ou qui va perdre les compétences qui disparaîtront avec la mise en inactivité, et la Direction de l'Équipement. Ce transfert de la maîtrise d'ouvrage implique plusieurs choses :

- un transfert de responsabilité dans tous les sens du terme,
- un transfert de responsabilité budgétaire,
- un transfert de documentation associé au transfert des ouvrages.

C'est l'ordre inverse que l'on pratique quand la Direction de l'Équipement remet à l'exploitant une installation pour qu'il puisse l'utiliser : il y a une remise d'installation, un transfert de responsabilité qui se passe très précisément au moment où on charge le premier élément dans le cœur - c'est très précis, il sera aussi précis pour la déconstruction - et qui s'accompagne d'un transfert de documentation qui est la documentation dont l'exploitant a besoin, tout ce dont l'exploitant a besoin, et rien que ce dont l'exploitant a besoin.

Dans l'autre sens, cela sera la même chose, on retransférera à la Direction de l'Équipement tout ce dont elle aura besoin pour la déconstruction. Cela nécessitera une mise en ordre de la documentation, qui existe au sein des systèmes d'information actuels mais qui est un peu trop "touffue".

Dernier point concernant la mémoire.

Il a été dit beaucoup de choses sur la dosimétrie, le nombre de personnes qui ont reçu l'année dernière plus de 20 mSv. J'ai entendu parler d'une étude - que j'aimerais bien voir - sur 60 000 ou 63 000 personnes avec 3 000 personnes qui ont entre 20 et 50 mSv. Cela m'intéresse puisque nous faisons nous-mêmes non pas des statistiques mais des mesures à travers un système de dosimétrie électronique, DOSINAT.

D'après les dernières mesures de DOSINAT, de juillet 1993 à juillet 1994, sur 56 000 personnes dans le fichier, 700 environ sont au-dessus de 20 mSv. Les douze mois précédents, 1 200 personnes étaient entre 20 et 50 mSv sur un total de 40 000. Ce qui montre un début de décroissance.

Malheureusement, je n'ai pas de données antérieures puisque DOSINAT est trop jeune, mais *a priori* aucune de ces personnes ne « dépasserait » - je parle au conditionnel cette fois - 100 mSv sur 5 ans, ce qui est la limite susceptible d'être introduite dans la nouvelle réglementation.

M. LE PRÉSIDENT — Vous anticipez déjà la réglementation à venir !

M. BARRÉ — Je ne parlerai pas en tant qu'exploitant mais en tant qu'opérateur de démantèlement.

Les opérations passées nous ont montré que le retour d'expérience est fondamental. M. DEVILLERS a dit qu'on peut l'optimiser ... oui. A STMI, nous avons beaucoup de retour d'expérience depuis une quinzaine d'années.

Pour compléter la mémoire, de notre point de vue d'opérateur, il est fondamental de pousser le plus loin possible la cartographie initiale. Ceci vient compléter la mémoire de manière très importante.

Bien sûr, les installations sont différentes. STMI a démantelé des réacteurs, des laboratoires de retraitement, etc. En fait, on s'aperçoit quand même que l'on déduit du retour d'expérience une méthodologie commune quelle que soit l'installation.

Cette méthodologie consiste d'abord à décomposer l'ensemble d'un chantier, petit ou gros, en un certain nombre de chantiers élémentaires sur lesquels on va pousser l'optimisation très loin. La cartographie des doses sur ces chantiers élémentaires apporte des renseignements très intéressants par rapport à la mémoire. Si l'on a une mémoire idéale, c'est sensationnel ... mais cela n'existe pas toujours.

Actuellement, nous en sommes arrivés à développer une gamma-caméra. Elle permet de superposer à une image vidéo une image gamma pour distinguer les points chauds. Nous développons aussi un suivi dosimétrique continu, dynamique de la dose sur une personne au fur et à mesure qu'avance la décontamination.

Cette notion de cartographie est très importante.

M. ROUSSON — Je note un consensus pour dire que la protection du travailleur dépend essentiellement du retour d'expérience et de la préparation des chantiers que l'on fait en amont.

Le fait de dire que l'exploitation dure 40 ans et qu'elle est mise en sommeil pendant 50 ans fait perdre de la responsabilité pour le donneur d'ordres.

Tout à l'heure EDF nous a prouvé que si l'on voulait gérer les sites, on ne peut pas laisser une installation à côté en attente de démantèlement pendant 50 ans. Même si l'on en construit une autre sur le même site, il faudra qu'avant on ait dégagé cette installation pour en mettre une nouvelle.

Procéder au démantèlement rapidement réglerait beaucoup de problèmes de mémoire, de transfert d'effluents, puisque dans ce cas, les installations de traitement d'effluents seraient toujours disponibles et en état sur les sites. Resterait évidemment un débit de dose important dans les installations mais le dernier changement de générateur de vapeur qui a été fait aux Etats-Unis a été fait avec dix fois moins en débit de dose par rapport au dernier changement de GV fait en France.

A chaque opération, on accumule du retour d'expérience. Quand on fait des activités successives avec retour d'expérience, on progresse très vite.

Dans le cadre d'une politique industrielle de démantèlement, on devrait avoir des spécialistes et même une entité économique puisqu'il existe un parc standardisé pour les réacteurs de production d'électricité, et on devrait progresser rapidement dans l'optimisation des opérations.

La responsabilité de l'exploitant serait plus opérationnelle puisque nous démantèlerions nous-mêmes. Or, avec 90 ans de délai, on n'a pas la même façon d'exploiter et l'on aurait tendance à s'autoriser tout ce que la législation permet en matière

d'exploitation, ce qui ferait que l'on activerait beaucoup plus les matériels qu'on ne souhaiterait le faire si nous devions les démanteler nous-mêmes.

Se pose aussi le problème de la pérennité des entreprises. EDF n'a que 48 ans. Quand on dit qu'on met de l'argent de côté pour démanteler dans 90 ans, EDF existera-t-elle toujours dans 90 ans ?

M. PRONOST — Je suis en pleine confusion pour essayer de comprendre ce qui se dit actuellement.

Il y a deux catégories de personnes ici, des gens qui comme le CEA et la COGEMA gèrent des locaux qui s'activent relativement vite de par les opérations qui sont faites à l'intérieur de ces bâtiments, et en particulier le retraitement qui est une source d'activation relativement pointue et, d'un autre côté, les centrales nucléaires.

J'avais compris que l'on parlait des centrales nucléaires, mais votre intitulé groupe ces deux possibilités.

Les problèmes ne sont pas du même ordre.

Les laboratoires de type CEA ou COGEMA, où on trouve une activité pointue à haut risque, connaissent une activation rédhitoire car il s'agit de produits à très haute activité qui pénètrent dans le ciment, dans la tuyauterie.

Il existe un problème de conception. On a beaucoup parlé de la mémoire mais on devrait aussi se pencher sur le problème de la conception des réacteurs à venir. Actuellement, il existe des réacteurs à eau pressurisée qu'EDF a généralisés.

Pour ce qui est de la radioprotection, la conception est inhérente à la licence américaine que nous avons adoptée.

Prenons un exemple, le réacteur SUPERPHENIX. Le jour où l'on démantèlera SUPERPHENIX, les doses seront relativement faibles.

Il faut penser à la déconstruction dans l'avenir et publier des règles fondamentales de sûreté qui donneraient une dose maximale collective ou individuelle, avec des seuils, dans le démantèlement. Elles seraient telles que les concepteurs de réacteurs essaieraient de mettre au point des réacteurs qui "crachent" moins. Le problème de radioprotection serait simplifié.

M. ASTOLFI — Le démantèlement est une chose intéressante mais avant il y a l'exploitation. Le concepteur doit avant tout s'intéresser à faire en sorte qu'il y ait un objectif de réduction des doses dans l'exploitation. Il faut que la conception n'aille pas générer des doses inutiles au niveau de l'exploitation.

Si l'on réussit cette approche, qui repose sur toute une série de considérations, ne serait-ce que le choix des matériaux, on devrait *ipso facto* obtenir un résultat comparable au niveau du démantèlement. Cela ne suffit pas mais c'est un des éléments.

M. LE PRÉSIDENT — Est-ce que les doses en exploitation et les doses en démantèlement sont antinomiques ?

M. ASTOLFI — Non.

M. LEFAURE — On a beaucoup parlé de retour d'expérience, je suis tout à fait d'accord avec l'importance des échanges et du retour d'expérience en matière d'optimisation de la radioprotection.

Je noterai qu'il existe peu de publications donnant des informations sur les doses, aussi bien collectives qu'individuelles, à l'occasion des opérations de démantèlement, et il n'existe pas de base de données nationale ou internationale largement accessibles pour ce type d'information. C'est quelque chose de très important.

Actuellement, l'Agence pour l'Energie nucléaire de l'OCDE est en train d'étendre un système qui a été mis en place il y a deux ans pour les réacteurs de puissance en fonctionnement, pour l'échange d'informations et le retour d'expérience en matière dosimétrique. Il sera étendu l'année prochaine aux réacteurs arrêtés et aux opérations de démantèlement.

M. ROLLINGER — Au niveau international, des réflexions sont menées. J'ai cru comprendre qu'il y avait en cours de rédaction à un stade avancé un recueil commun à l'AIEA et au Bureau international du Travail sur la méthodologie et l'organisation du démantèlement dans le but de la protection des travailleurs.

Je ne sais pas comment les différents acteurs ici présents participent à cette réflexion ou s'ils en ont connaissance. Il serait intéressant de le savoir.

Quelles sont actuellement les demandes (formalisées ou pas) de l'autorité de sûreté par rapport à la formalisation de cette mémoire, ce retour d'expérience, en prévision du démantèlement ? C'est à M. LACOSTE que je pose cette question.

Enfin, on a bien insisté sur l'importance de la conception pour réduire la dosimétrie à la fois en maintenance, en exploitation, et dans le démantèlement. J'aimerais que les gens qui font de la recherche pour EDF ou pour les installations du cycle, nous disent où en sont leurs réflexions actuellement, leurs programmes de recherche en termes de choix des matériaux, accessibilité, démontabilité des installations, de manière à diminuer la dosimétrie à la fois en exploitation et en démantèlement.

M. LE PRÉSIDENT — Nous reviendrons sur cet aspect un peu plus tard.

M. VILLARD — Je m'étonne que dans ce volet sûreté on mette les retraités comme vecteur de mémoire de ce qu'a été la vie de l'installation. Pour moi, dans les principes de sûreté, l'organisation est porteuse de la mémoire et non pas l'individu.

Envisager de faire appel à l'individu pour retrouver la vie de l'installation ne me paraît pas être la bonne approche.

Par ailleurs, il faudrait considérer que le démantèlement fait partie de l'exploitation. Si dès maintenant en exploitation on intègre le problème du démantèlement, on aborderait la phase réelle de démantèlement avec une meilleure sérénité.

Enfin, M. STRICKER disait qu'il existe une symétrie entre la phase de construction et la phase de déconstruction et un transfert entre l'Équipement et l'exploitant. La différence

fondamentale entre les phases de construction et de déconstruction est que dans la phase de déconstruction il faut noter l'histoire de l'installation.

M. LE PRÉSIDENT — Nous n'allons pas philosopher sur le rôle des retraités dans la conservation de la mémoire. D'une expérience vécue il n'y a pas longtemps sur un site aux Etats-Unis, si j'avais su à l'avance qu'il y avait des retraités, j'aurais passé les trois quarts de ma journée avec eux ; ils m'en auraient appris beaucoup plus que toutes les sociétés sur le site chargées de la réhabilitation et de la décontamination car ils ont une mémoire très fidèle.

Si vous allez là-bas, ne demandez pas à rencontrer les sociétés spécialisées, voyez les retraités. Vous apprendrez tout avec eux.

M. GIRAUDEL — Quelqu'un a dit que l'on n'avait pas l'expérience des doses globales et individuelles sur les différentes opérations de démantèlement réalisées. C'est tout à fait faux, on les connaît et on les suit, aussi bien au CEA, à EDF ou à la COGEMA.

Il faut préciser que la cartographie de la radioactivité des installations est demandée par la Direction de la Sûreté dès que l'exploitant doit faire un premier document pour les opérations prévues.

Au-delà de la radioprotection, il existe un problème grave qui n'a pas de conséquence nucléaire mais qui en a sur les hommes, à savoir les accidents classiques : électricité, manutention, chimie.

Il faut que les opérateurs de démantèlement - qu'il s'agisse d'anciens exploitants, d'équipes nouvelles ou de spécialistes - attachent plus d'importance aux risques classiques. Tous ces accidents feront du tort au nucléaire alors qu'ils ne sont pas des accidents nucléaires.

Dans les plus grands chantiers traités en France, il y a eu des accidents très graves ayant entraîné mort d'hommes. On ne peut pas dire qu'il s'agisse d'accidents nucléaires mais ils se sont produits dans des installations nucléaires.

La notion d'accident de travail classique doit être suivie non seulement par les opérateurs mais également par la Sûreté car l'expérience montre que c'est par là qu'arriveront des accidents graves s'il doit y en avoir d'autres encore.

M. LE PRÉSIDENT — Je souhaiterais que M. LACOSTE puisse apporter quelques réponses aux questions de M. GIRAUDEL et de M. ROLLINGER.

Avez-vous déjà organisé ou prévu des inspections de démantèlement de la DSIN comme il existe des inspections de sûreté ?

M. LACOSTE — Un certain nombre de points ont tourné autour de la constitution et de la préservation de la mémoire.

Quand il s'agit d'un démantèlement ou d'une intervention lourde sur l'installation dans le dossier de sûreté, nous demandons un historique des principaux épisodes qui ont marqué la vie de l'installation. On essaie d'exploiter ce qui existe.

Au-delà, il y a une réflexion sur ce que l'on pourrait appeler une espèce de livret de

bord des installations, une formalisation des événements au fur et à mesure qu'ils surviennent, de façon que l'on n'ait pas à chercher dans l'ensemble des dossiers techniques de l'installation ce qui peut intéresser les problèmes de démantèlement.

Il y a sans doute là matière à formaliser davantage les choses.

Je ne crois pas qu'il y ait énormément d'innovation à introduire dans le système mais il y a surtout matière à le formaliser davantage. C'est une réflexion tout à fait classique. C'est parce que les problèmes de démantèlement arrivent devant nous qu'il y a matière à mieux les anticiper et à les préparer.

M. LE PRÉSIDENT — Nous pouvons aborder le problème du coût évoqué par EDF et par la COGEMA. C'est un problème qui semble être une idée fixe des exploitants américains et de l'autorité de sûreté américaine où l'on demande d'abord de prouver que l'on a l'argent pour entreprendre le démantèlement.

15 % pour les uns, 30 % pour d'autres : cela vous paraît-il raisonnable et suffisant ? Comment sont organisées les provisions ?

Un intervenant a parlé d'un bas de laine ; il serait peut-être intéressant de redonner une définition plus claire des provisions et de voir comment elles sont organisées. Par rapport à quelques expériences de démantèlement qui ont déjà été réalisées aux Etats-Unis ou en Allemagne, comment intégrez-vous tout ceci dans vos calculs ?

M. MACÉ — Le financement du démantèlement avait été pris en compte initialement dans les études qui avaient accompagné le lancement du programme nucléaire, et une provision à ce titre avait déjà été définie.

Aujourd'hui, le système de provisionnement est en service : EDF entre dans ses comptes à chaque exercice des dotations destinées à couvrir les dépenses futures qui interviendront au titre du démantèlement.

En fait, le principe est le suivant : le montant total des dépenses au titre du démantèlement est pris à hauteur de 15 % du coût de construction. Ce montant a été révisé récemment en 1991 à la lumière d'un certain nombre de connaissances que l'on avait du contexte international et européen en particulier, et qui a conduit à considérer que 1 500 F/kw de 1991 étaient une bonne « cible » pour les provisions.

Les provisions ont commencé à être constituées depuis 1979 et, annuellement, exercice par exercice, ces provisions sont entrées en comptabilité et génèrent de l'autofinancement pour l'entreprise.

En 1993, on se situe à hauteur de 25/26 MdF de dotation à ce titre ; la dotation globale à constituer étant estimée à environ un peu plus de 100 MdF.

Cette provision est actualisée année par année sur la base de l'évolution des prix du PIB marchand.

Il s'agit de provisions qui ont un caractère comptable, qui s'inscrivent dans une logique financière et non pas une logique économique. Il s'agit bien de dépenses effectives correspondant à des francs.

Le provisionnement n'est pas une tirelire mais le fait de créer des volumes financiers qui génèrent un autofinancement de l'entreprise et qui permettent de préparer le futur.

Aujourd'hui, à la lumière des informations communes, le montant des provisions constituées nous semble représenter une précaution réaliste pour le futur en matière de démantèlement.

M. LE PRÉSIDENT — Vous dites que les provisions sont constituées depuis 1979. Cela signifie-t-il que pour la filière graphite-gaz il n'y avait pas de provisions, et dans ce cas comment financez-vous ?

M. MACÉ — Les provisions pour démantèlement sont constituées pour l'ensemble du parc nucléaire. Les seules modalités techniques sont relatives à la durée de vie de l'ouvrage.

Les provisions ont été constituées à ce titre, et il y a un certain nombre de reprises sur provision. Certaines sommes sont déjà sorties au titre du démantèlement des UNGG année par année, en fonction des travaux réalisés.

M. LALLEMENT — A propos de coût de démantèlement je peux vous donner une vue de ce que coûtent les démantèlements du CEA. Malheureusement, j'ai du mal à rapporter le coût des démantèlements au coût de construction des installations car il faut faire un exercice très délicat qui consiste à retrouver le prix de construction d'il y a 30 ans et de voir ce qu'il serait aujourd'hui.

Je me contente simplement de dire ce que cela coûte en ce moment pour vous prouver que ce n'est pas insupportable.

Actuellement, pour tenir compte de tous les démantèlements en cours et ceux que l'on prévoit jusqu'à l'an 2000, le CEA dépensera à peu près 150 MF par an au CEA. Rapsodie n'est pas au niveau 3 mais d'autres installations le sont.

150 MF par an par rapport au budget de fonctionnement du CEA recherche qui est de 2 ou 3 MdF, ce n'est pas un chiffre insupportable.

Autre façon de voir les choses, prenons les installations sur le point d'être achevées. Le laboratoire de métallurgie de Fontenay-aux-Roses devrait nous coûter 140 MF pour son démantèlement complet. Cela correspond à peu près à 2 à 3 ans de fonctionnement. Je ne trouve pas excessif le fait de prévoir sur une installation qui aura duré 20 ans 2 à 3 ans de fonctionnement pour la démanteler.

Autre exemple, le laboratoire AT1 à La Hague, la première usine de retraitement que nous avons, qui va aussi atteindre le niveau 3. D'après les tableaux en ma possession, le démantèlement aura coûté 300 MF pour une usine qui a retraité tous les combustibles, qui a lancé les usines de retraitement de la COGEMA. Cela ne me semble pas non plus quelque chose d'effrayant.

Comment le finance-t-on ?

Jusqu'à présent, on a financé comme on a pu avec nos subventions annuelles. Comme on démantèle de plus en plus d'installations, on s'est aperçu que l'on ne pouvait plus faire le

démantèlement dans la foulée de l'arrêt alors que le budget ordinaire est plutôt en baisse, et que nous n'avons pas fait de provisions car un organisme d'Etat comme le CEA n'a pas de provisions.

Pour arriver à s'en sortir et à mettre en place les 150 MF par an jusqu'en l'an 2000, sous l'impulsion des pouvoirs publics, une convention a été signée entre EDF et COGEMA pour une participation exceptionnelle à une remise à niveau des installations du CEA, dont le démantèlement. Mais on ne pourra y avoir recours de nouveau.

On nous a demandé de constituer des provisions, ce qui commence au CEA à partir des programmes de recherche coopératifs avec les clients extérieurs que sont la COGEMA, l'EDF.

Là aussi, le CEA va constituer des provisions.

M. LE PRÉSIDENT — Je n'ose pas dire que les coûts de construction des premières installations étaient couverts par le secret militaire, ce n'est pas la peine de les rechercher.

M. LALLEMENT — Je vous parle essentiellement des installations civiles, mais quelques installations militaires ont été déclassées : G2 et G3. Pour G2 et G3, je tiendrai le même discours sur le coût réel du démantèlement tel qu'il a été fait mais je l'ai un peu exclu de ma démonstration du fait qu'il reste toujours le coeur, la partie la plus chère.

M. ROUSSON — La sécurité financière dépend de la pérennité de l'entreprise. On fait des provisions mais il est important pour nos parlementaires, quand ils auront à décider dans le marché international qui s'ouvre, de bien avoir à l'esprit que de cette pérennité de l'entreprise dépend la bonne fin des démantèlements.

Nous avons vu que pour toute autre industrie qui n'est pas couverte par une entreprise solide, on retrouve toujours des intervenants qui ont plié bagage, des fûts à l'abandon.

Les parlementaires ne doivent pas oublier cet élément.

M. ROLLINGER — Comment COGEMA fait-elle ses provisions ?

M. LALLEMENT disait qu'un établissement public ne pouvait pas avoir de provisions tout en nous disant qu'il commençait à en faire. Y a-t-il un problème de logique budgétaire résolu ou pas ?

On nous a parlé de 150 MF pour le démantèlement de Fontenay-aux-Roses ; est-ce vraiment jusqu'au niveau 3, pour la destruction du bâtiment ?

Qu'est le budget commun avec EDF sur Brennilis ?

M. LALLEMENT — Le budget prévu pour Brennilis avec les deux établissements est de l'ordre de 200/240 MF.

Pour RM2, le chiffre que j'ai donné comprend le démantèlement de niveau 3. Je ne sais pas si on va le décider car je ne sais pas où mettre les gravats. J'avais demandé qu'on ne touche pas aux murs mais que l'on enlève les tuyaux dans les murs. Ne mettez jamais de tuyaux dans les murs dans les prochaines constructions !

Peut-être vais-je basculer pour le démantèlement complet avec 4 000 m³ de béton à placer quelque part.

M. SCHAPIRA — Ne pensez-vous pas que l'obligation de créer des provisions et de les rendre inaliénables ne pourrait pas faire l'objet d'une loi ?

Nous avons eu il y a quelque temps l'exemple de la cagnotte de la COGEMA qui avait été très sollicitée dans une opération de renflouage d'une autre société. Le gouvernement de l'époque l'avait envisagé.

Ne pensez-vous pas que nous sommes dans une situation juridique un peu fragile, et ne conviendrait-il pas que ce régime de provision fasse l'objet d'une loi ?

M. LE PRÉSIDENT — Faites-vous maintenant des provisions et dans quel cadre juridique, puisqu'initialement vous ne pouviez pas en faire ?

M. LALLEMENT — Effectivement, le CEA ne faisait pas de provisions jusqu'à ces derniers temps compte tenu de l'intervention des pouvoirs publics.

Comment sont faites ces provisions ?

De l'argent frais vient de nos partenaires, que nous incluons dans les coûts de la recherche. Ce sera de l'argent réel venant de quelque part, et je ne vous cache pas que le financier du CEA se demande si en cas d'urgence l'Etat ne dira pas d'utiliser cet argent pour autre chose. Dans ce cas, le rendre intouchable serait très intéressant. Il y a une certaine peur que ces sommes ne soient utilisées à d'autres fins.

M. LE PRÉSIDENT — Les cagnottes, quelles qu'elles soient, ont toujours été une grande tentation pour les ministres du Budget quels qu'ils soient ...

M. GIRAUDEL — Lorsque l'on annonce un chiffre ou un pourcentage, il faudrait dire à quoi il correspond. Une installation déshabillée rentre-t-elle dans le démantèlement ? Les surveillances annexes des sites, la surveillance du réacteur de Bretagne sont-elles prévues ?

Quand on annonce des valeurs, il faudrait préciser si l'on a fait une globalisation juste et complète.

M. LAURENT — Effectivement, à chaque fois que l'on annonce un chiffre ou un pourcentage, ce n'est pas une évaluation de coin de table. On parle de provisions pour des opérateurs qui ont une structure d'entreprise, donc des comptes qu'ils doivent surveiller. Ces montants excitent les convoitises et font l'objet de vérifications extrêmement précises.

En fait, une provision de démantèlement est relative à un périmètre d'installation parfaitement défini. Le chiffre que je vous ai donné correspond aux installations de La Hague et de Marcoule telles qu'elles existent aujourd'hui et ne comprend pas les extensions futures.

Obtenir une évaluation vraisemblable nécessite de fixer un cadre juridique réglementaire en termes de dosimétrie, d'état exact dans lequel on veut arriver : niveau 2 ou 3, la période de surveillance est-elle incluse et pendant combien de temps ? Toute

variation de ces paramètres peut de façon évidente changer le montant.

En termes de déchets également, les coûts doivent être mentionnés.

Un dossier financier de démantèlement résulte d'une étude approfondie. C'est quelque chose de lourd, qui est traité avec des méthodes très proches de celles d'ingénierie au cours de la construction. On aboutit à des doses, des quantités de déchets dans chaque type, et à des coûts. Ces coûts ne sont pas indépendants du reste.

Les hypothèses doivent être déterminées.

M. STRICKER — Je n'entrerai pas dans les explications comptables de la façon dont la provision est reconduite d'année en année, sachez que les commissaires aux comptes, sur le sujet des provisions en général, sont particulièrement vigilants.

Pour ce qui est de la hauteur, le provisionnement pour démantèlements couvre l'ensemble des aspects du démantèlement depuis et y compris le déshabillage jusqu'à la déconstruction, avec le gardiennage, pendant un temps plus ou moins long.

Les optimisations dont on peut parler sur le plan technique sont aussi à prendre en compte sur le plan purement économique. Il faut regarder quel est le meilleur moment pour lancer une opération sur un parc standardisé. Les aspects industriels sont à prendre en compte.

Les études réalisées et que l'on réactualise périodiquement montrent que la valeur de 1 500 F/kW permet de faire face à l'ensemble de ces dépenses. Si je donnais une comparaison des valeurs qui existent dans la littérature au niveau international, là où EDF provisionne 1 500 F/kW, l'Allemagne en provisionne 1 092, le Japon 1 170, la Suède 850, les Etats-Unis 615, le Royaume-Uni 2 185. Nous sommes plutôt dans la fourchette haute.

Nous suivons également attentivement ce qui se fait dans les centrales qui font des opérations ou qui commencent à en faire pour voir la hauteur des dépenses engagées et les raisons des dépenses engagées. Le niveau de radioactivité ou le coût des déchets n'est pas neutre.

M. LE PRÉSIDENT — Faites-vous des études sur l'incidence des variations des paramètres pris en compte ?

On parlait des déchets : selon que vous allez les mettre dans une décharge de classe 2 ou de classe 1, à l'ANDRA ou ailleurs, avec un conditionnement spécial, vous devrez supporter un coût différent. Avez-vous des fourchettes et comment cadrent-elles ce coût de 1 500 F/kW ?

M. STRICKER — Je n'ai pas la réponse ici, je peux simplement vous donner quelques indications.

Le dernier pointage que nous avons fait sur un site réel en listant les différentes opérations laisse une marge relativement confortable par rapport à la valeur dont nous parlions tout à l'heure. La sensibilité aux différents paramètres n'entraîne pas de dépassement de la provision.

Dans le cas des déchets, le facteur entre le coût du m³ à l'ANDRA et celui d'une décharge de classe 1 est de l'ordre de 10. Quand il s'agit de 160 000 m³ de gravas, le prix du m³ est assez sensible.

M. LE PRÉSIDENT — Pour l'expérience internationale, nous pouvons commencer par M. PFLUGRAD qui représente ici la Commission des Communautés européennes.

Est-ce un domaine qui fait partie de ce mot barbare qu'est la subsidiarité ? Est-ce que l'Union européenne soutient la recherche, ou a-t-elle l'ambition de vouloir organiser au niveau européen les problèmes de recherche et développement dans ce domaine du démantèlement ?

M. PFLUGRAD — Effectivement, vous posez la question à un moment tournant de notre recherche puisque nous passons du 3^{ème} au 4^{ème} programme cadre. De grandes discussions sont en cours actuellement à Bruxelles pour définir des programmes spécifiques, y compris le programme de démantèlement.

Le programme « déclassement des installations nucléaires » existe déjà depuis 1979. Nous avons fait trois programmes de cinq années successives, dont les dépenses allaient en augmentant. Le directeur que vous avez invité aujourd'hui et que je représente a jugé avant son départ que le démantèlement au niveau de la Commission européenne n'était plus aussi important que jusqu'à présent.

La discussion que j'ai suivie aujourd'hui avec beaucoup d'intérêt a quand même montré qu'il existe encore beaucoup de problèmes et que la Commission européenne pourrait peut-être apporter quelque chose.

Nous espérons dans les années à venir obtenir un peu de ce que nous avons eu jusqu'à présent pour continuer.

En tout cas, je peux vous apporter aujourd'hui une série de publications de résultats qui sont le retour d'expérience que nous avons eu sur les douze années passées un peu partout en Europe. Beaucoup venus de la France.

Je peux citer AT1 qui est un de nos projets-pilotes, BR3 qui est aussi un projet-pilote chez nous, qui continue à être soutenu. Je voudrais également citer un projet en Angleterre auquel nous participons.

Ces projets pilotes ont donné beaucoup de résultats, beaucoup de savoir-faire et d'expérience que nous cumulons, que nous publions.

Nous essayons d'établir une banque de données spéciale pour les résultats obtenus à partir de nos expériences à travers l'Europe sur les techniques de démantèlement et la filtration des effluents correspondants ; une deuxième base de données concerne plus particulièrement les coûts et les doses, pas sur l'ensemble des installations, où nous ne pouvons pas intervenir, mais des coûts d'opérations unitaires.

M. LE PRÉSIDENT — Effectivement, le retour d'expérience, qui reste à organiser pour devenir véritablement efficient et opérationnel, voire à centraliser et redistribuer ensuite, est quelque chose qui me paraît extrêmement important.

Dans quelle mesure les exploitants ou les opérateurs soutiennent-ils la recherche ? Comment conduisent-ils cette recherche sur le démantèlement ? Vous êtes-vous fixé des objectifs ? Est-ce uniquement par le renforcement du retour d'expérience ou aussi par des avancées conceptuelles ?

M. LUNG — Avant de passer à ce sujet, je voudrais m'associer à ce que disait **M. PFLUGRAD**.

FORATOM représente l'industrie nucléaire de l'Europe auprès des Communautés européennes, et j'insiste également sur le fait qu'il est extrêmement important à nos yeux d'avoir ce retour d'expérience que la Commission a accumulé depuis quelques années. Nous sommes assez désolés de voir que les 40 MF d'Écus des programmes précédents sont réduits quasiment à zéro cette fois.

J'insiste sur le fait que la Commission devrait avoir des projets-phares, des projets-pilotes sur lesquels les industriels pourraient avoir des retours d'expérience, et en particulier d'autres pays.

J'en profite, Monsieur le **PRÉSIDENT**, pour signaler que certaines limites générales devraient être données pour ne pas donner l'impression que l'on fait n'importe quoi.

Enfin, je m'aperçois que nos amis allemands ont dans leur loi le recyclage des matières, et qu'ils recyclent. Si j'étais autrichien je n'achèterais pas **MERCEDES** !

M. LE PRÉSIDENT — C'est effectivement une réponse formulée à une question d'un représentant de la **CGT**.

M. PFLUGRAD — Il ne faudrait pas confondre le recyclage général, même de **MERCEDES**.

Je suis concerné puisque nous avons eu des contrats autorisant et aidant des fusions pour recycler dans des conteneurs des pièces utilisées dans l'industrie nucléaire.

Jusqu'à présent, je n'ai pas entendu dire que cela allait au-delà.

M. LE PRÉSIDENT — La **R&D** chez les exploitants ou les opérateurs est-elle une opération de base ? Est-ce imaginer des techniques, des technologies nouvelles, ou y a-t-il une autre logique ?

M. LALLEMENT — Il est certain que les chantiers de démantèlement ressemblent beaucoup à l'exploitation à un moment donné puis, à un autre moment, cela n'y ressemble plus du tout. Des questions génériques se posent, qui nécessitent des moyens.

On a parlé de la cartographie. Monsieur **BARRÉ** vous a dit qu'il existait un instrument qui est développé depuis un moment.

Si l'on veut éliminer les déchets, il faut pouvoir faire soigneusement les tris. Il y a donc un problème de mesure.

Ensuite, si l'on veut avoir le moins de rayonnements et de contamination possible, il faut savoir décontaminer. La recherche sur les techniques de décontamination a été et est

toujours un sujet de recherche au CEA.

Enfin, il faut démolir.

On a donc besoin d'outillage spécialisé pour scier, couper, démolir et, si possible, le faire à distance, de façon plus ou moins robotisée ou automatisée pour éviter au maximum que les ouvriers soient trop souvent exposés aux rayonnements.

Enfin, il ne faut pas oublier dans la recherche que le démantèlement amène quand même des déchets qui ne sont pas ordinaires, des déchets spéciaux en grandes quantités, des monceaux d'acier, du graphite en quantité importante, du sodium, des déchets qui ne sont pas courants et pour lesquels il faut des techniques de traitement qui restent à inventer. Il faut une recherche pour cela.

M. LE PRÉSIDENT — Est-ce que la clé de la R&D réside dans la robotique ?

M. LALLEMENT — La robotique est un des points mais il y a autre chose. La décontamination est parfois robotisée parfois pas, le traitement des déchets n'est pas nécessairement robotisé.

C'est un des points mais ce n'est pas la clé n°1.

Pendant un certain temps au CEA, la R&D était prise comme une affaire générale ; elle est maintenant davantage payée par celui qui en a besoin. Quand je fais un démantèlement et qu'il n'y a pas de recherche et développement pour aboutir à ce que je veux, il faut l'intégrer dans le budget du démantèlement.

M. LE PRÉSIDENT — C'est de la recherche et développement pour un futur immédiat.

M. LALLEMENT — J'ai pris la précaution de vous dire que tous les chantiers, quoique différents, ont derrière eux quatre ou cinq obligations communes. Il ne faut donc pas croire que l'on fait des choses au coup par coup et qu'elles ne servent plus ensuite. Les leçons et les instruments pour un chantier sont souvent retransposables à d'autres. Quelquefois pas, quand ils sont très spécifiques, mais en général l'expérience d'un chantier est transposable à un autre.

M. LAMBERT — Il y a effectivement quatre domaines de recherche et développement qui intéressent le démantèlement : la décontamination, les mesures, la découpe et la robotique.

Sur la décontamination, un des axes de la R&D est d'améliorer la productivité des méthodes. Pour diminuer la dosimétrie des agents qui travaillent et les coûts induits dosimétriques ou même budgétaires, il faut certainement améliorer les techniques que nous employons sur nos chantiers.

C'est un axe de recherche et développement important.

Le développement des moyens de mesure est également très important. Il a été rappelé tout à l'heure qu'il faut avoir la mémoire dans les installations mais également faire les cartographies initiales pour construire des scénarios adaptés.

Nous travaillons donc à l'amélioration des moyens de cartographie. Nous avons parlé des γ caméras qui permettent de visualiser simultanément la géométrie d'une installation et les points de contamination avec les débits de dose associés.

Quelle que soit la précision des outils de mesure que nous aurons et qui va s'améliorer, il faudra refaire régulièrement au cours de l'avancement de chantiers de démantèlement des dosimétries.

Pourquoi ? Parce qu'aucun appareil de mesure n'a une précision infinie, et quand on a enlevé les sources à 10 rad/heure, on se retrouve avec des sources à 1 rad/heure que l'on n'avait pas vues, en supposant que les appareils travaillent avec 10 % de précision.

Il faut donc systématiquement faire des tranches d'opération et des dosimétries à chaque nouvelle tranche, tout cela pour diminuer naturellement le coût dosimétrique pour les agents.

Pour les outils de découpe ou les outils qui servent à enlever du béton sur une certaine épaisseur, là aussi, les méthodes sont encore assez peu productives et nous avons de gros progrès à faire.

M. BARRÉ — Personnellement, je pense que la R&D pure n'est pas la plus efficace mais le retour d'expérience accompagné de R&D bien située l'est davantage.

Par ailleurs, dans le démantèlement, le retour d'expérience nous montre qu'il faut être extrêmement pragmatique, et utiliser le plus possible des outils déjà industrialisés.

Enfin, nous faisons surtout du développement à partir des travaux menés soit à l'université soit au CEA, avec trois objectifs :

- la réduction des doses ;

- la réduction des déchets et des effluents primaires et secondaires ; en particulier, dans le choix des méthodes de décontamination, on a sur le terrain des résultats extrêmement différents ;

- la réduction des coûts, demandée par le client.

M. MALECOT — Nous sommes prestataires de services auprès des entreprises du nucléaire et agissons au niveau du démantèlement sur un certain nombre d'installations, soit en direct avec des gens comme le CEA ou la COGEMA, soit en sous-traitance.

Nous sommes obligés de développer de plus en plus de techniques pratiques, telles que la décontamination, le retraitement de nos propres effluents et le conditionnement de nos propres déchets parce que les contraintes fixées par l'exploitant, par l'ANDRA, sont de plus en plus importantes. Cela nous oblige à développer - ce qui n'était pas le cas précédemment - des techniques particulières.

On citera les décontaminations cryogéniques et les techniques telles que le laser. Un certain nombre sont à l'étude aujourd'hui et devraient voir le jour dans les années à venir.

De très gros développements et de très gros progrès restent à faire pour diminuer la

dosimétrie individuelle en gagnant du temps sur les installations.

M. LE PRÉSIDENT — C'est une ouverture sur une recherche peut-être plus fondamentale et pas seulement dans la technique ; il s'agit des techniques de décontamination préalable au démantèlement.

Soutenez-vous la recherche ? Est-ce que des technologies nouvelles sont apparues pour le démantèlement avec ce double souci de réduction des effluents et de réduction des doses ?

M. BARRÉ — Je peux citer un cas immédiat : le procédé de décontamination par mousse sur lequel travaille le CEA, sur lequel a travaillé l'ESCOM à Cergy-Pontoise et que nous utilisons très largement dans différents procédés, permet de gagner un facteur 10 sur la quantité d'effluents secondaires. On décontamine par des mousses plutôt que par des liquides.

C'est un exemple récent.

M. LOCHARD — En termes de recherche, deux éléments n'ont pas été évoqués mais pourraient compléter le panorama très large que nous ont présenté MM. LALLEMENT et LAMBERT.

On a dit toute l'importance de la prévision et de la préparation des chantiers. Il y a une génération d'outils à développer, qui consiste à faire l'estimation de dose pour l'installation qui va évoluer.

Cela a été mis en évidence par M. LAMBERT ; dès que la déconstruction commence, les sources sont déplacées ou disparaissent, des tuyauteries sont mises à nu, les débits de dose évoluent en permanence. S'il faut attendre les cartographies pendant le suivi du chantier pour savoir quels seront les débits dans lesquels devront intervenir les personnels, on perd un peu de cette flexibilité pour préparer les interventions.

Il existe des outils d'estimation de dose, il faut adapter dans le domaine du démantèlement les outils qu'EDF a développés dans le domaine de la maintenance en particulier.

Le problème de l'évaluation des choix et des stratégies de démantèlement devrait être approfondi. En matière de gestion du risque, avec le démantèlement, on a à faire à un risque résiduel relativement faible.

Des travailleurs vont subir des doses pour faire le démantèlement. Ensuite il faudra transporter les produits de démantèlement, traiter les effluents (sur place ?), mettre en oeuvre des installations de traitement et stockage, etc ...

Un gigantesque transfert de risques va s'opérer. Il serait intéressant de connaître les enjeux à ce niveau. On vit dans une société, il faut partager le risque résiduel.

C'est un point important à mettre en évidence.

M. MOREAU — Je voudrais m'associer à ce qu'ont dit M. LALLEMENT et M. BARRÉ puisque nous pratiquons des programmes de recherche, soit seuls soit en

commun avec le CEA et EDF, à deux niveaux.

Il y a d'une part des recherches de base sur un certain nombre de domaines comme la décontamination, la robotique, les problèmes de tris et mesures, et d'autre part leurs applications particulières beaucoup plus focalisées sur le démantèlement, mais qui peuvent l'être également sur d'autres applications.

Il y a donc toujours sur le plan de cette vision industrielle la séparation entre des recherches de base et des recherches plus appliquées, dans tous les domaines qu'a cités M. LALLEMENT, parce que nous sommes partie prenante dans le cadre d'objectifs de démantèlement, en maîtrise d'oeuvre ou en maîtrise d'ouvrage, de la possibilité d'appliquer tel ou tel type de technique en partenariat avec des groupements d'entreprises.

A la demande d'EDF surtout, des équipes font des études de scénarios qui entrent dans des programmes que l'on pourrait appeler de recherche externe : que se passerait-il si l'on faisait un démantèlement au bout de 5, 10, 30 ans compte tenu des techniques de décontamination telles qu'on les connaît ou telles qu'elles pourraient évoluer, ou compte tenu des techniques de découpage, de protection mais aussi des coûts ?

L'une des contraintes majeures est celle des coûts. Il faut donc arriver au meilleur compromis au niveau de groupements d'entreprises entre toutes les contraintes qui s'exercent au moment du démantèlement mais qui doivent être prises en compte.

Mlle LESOURD — En écoutant les uns et les autres, on s'aperçoit qu'il y aurait peut-être une technique universelle qui pourrait arranger les choses. Je ne le crois pas.

On parle beaucoup de robotique, c'est très alléchant, mais encore faut-il que le robot soit vraiment adapté à la mission. Il y a 50 chantiers, il faudrait presque 50 robots adaptés aux missions car il y a des problèmes d'espace, d'environnement, d'adaptation au chantier et aux nécessités du chantier.

Pour moi, la robotique peut être une aide mais pas dans tous les cas.

Concernant les outils de mesure, on s'aperçoit que même avec l'appareil dont parlait M. BARRÉ, qui a été utilisé sur certains chantiers, il y aura toujours besoin d'une mesure beaucoup plus fine car l'appareil est bien souvent tenu à bout de bras par un opérateur pour rechercher des petites choses cachées, parfois des copeaux coincés à certains endroits.

Nous sommes obligés de réaliser encore des progrès sensibles dans l'assainissement et le démantèlement.

C'est nécessaire, vital, important, mais attention, il n'y a pas de technique universelle, cela dépend beaucoup du support. Certaines techniques sont très alléchantes car elles ne font pas de déchets immédiatement dans une cellule mais elles déplacent complètement la contamination vers un autre endroit, et c'est une autre catégorie de population qui ensuite intègre les doses.

J'en veux pour preuve les techniques de décontamination par carboglace : vous déplacez la contamination sur un vecteur - la carboglace - qui se vaporise aussitôt, et vous créez un risque bien supérieur de contamination par inhalation.

M. SCHAPIRA — Il y a un problème avec la détection des déchets faiblement actifs.

Lorsque l'on créera des déchets, on devra les trier ; il est probable que les déchets les plus radioactifs ne poseront pas trop de problèmes dans la mesure où ils sont moins nombreux, mais les déchets les moins radioactifs, mais les plus nombreux, poseront un problème d'identification assez sévère.

Je pense qu'il faut développer des technologies capables de détecter des niveaux de radioactivité très faibles sur de grands débits de matières.

Un autre point sera la détection des émetteurs α incorporés dans les matériaux. Si l'on souhaite avoir une idée de cela, il y aura soit des systèmes de prélèvement par échantillonnage, soit des systèmes plus sophistiqués.

Des développements existent mais il y a de gros efforts de R&D à faire dans ces systèmes si l'on souhaite vraiment faire un tri pour aboutir à une gestion bien identifiée pour chaque catégorie de déchets.

M. GIRAUDEL — Les budgets en matière de recherche au sein du CEA ont baissé énormément sur ce problème lié à la recherche en matière de démantèlement.

La raison évidente est celle qui a été évoquée au niveau des provisions : ne peut-on pas utiliser autre chose ? Ce qui était prévu en mesures de démantèlement il y a quelques années est passé ailleurs parce que l'on avait besoin d'argent.

Le budget vient d'être voté, je ne sais pas si c'est bénéfique cette année pour le CEA, mais il faudrait au cours de vos débats parlementaires veiller à ce que le budget de cet établissement ne soit pas trop rogné et en particulier les lignes liées au problème du démantèlement. Car il est évident que l'on préfère souvent reporter à plus tard des sommes à mettre sur le démantèlement plutôt que de le faire tout de suite, alors qu'il serait temps de développer davantage la recherche d'une manière générale sur tous les problèmes liés au démantèlement.

C'est un budget de l'Etat, et un devoir de l'Etat.

M. LE PRÉSIDENT — Je suis d'accord, même si j'ai compris qu'on le fait au coup par coup. Si on a un démantèlement à faire, on voit si on dispose de la technique, sinon on intègre les budgets qui servent à développer la technique. C'est regrettable.

M. GIRAUDEL — Il y a eu un changement il y a sept ou huit ans, c'est un problème d'argent.

M. LE PRÉSIDENT — C'est une décision du CEA lui-même.

M. MALECOT — Je voudrais rappeler l'objectif d'une décontamination : prendre un contaminant, le transporter et le concentrer pour pouvoir le maîtriser, avec des conditionnements particuliers et, *in fine*, l'envoyer à l'ANDRA.

Cela nécessite de chercher des moyens pour arracher la contamination à son support, la transporter et la concentrer, qui génèrent de moins en moins d'effluents. Les techniques de mise sous forme d'aérosol sont prometteuses dans ce domaine parce qu'elles n'en

générent pas.

Tout à l'heure nous parlons des problèmes de station de traitement des effluents : les techniques de mise sous aérosol simplifieraient ce type de problème dans le cadre des démantèlements.

M. STRICKER — EDF participe de manière plus restreinte à l'effort de recherche dans ce domaine, avec des accords qui ont été cités : FRAMATOME/CEA ou EDF/CEA.

Les budgets de recherche ne sont pas forcément dédiés explicitement au démantèlement, ce sont des budgets qui couvrent un certain nombre de domaines, dont le démantèlement.

Quand on travaille sur des procédés de décontamination, on fait des recherches à moyen terme de procédés nouveaux qui peuvent être ou non industrialisables en fonction de leur efficacité et de leur coût. C'est très clair pour l'industriel.

Même chose quand on parle de systèmes capables de trier des volumes plus ou moins importants pour éviter l'effet du camion que vous citez dans votre introduction. C'est la même chose pour le conditionnement des déchets, pour lesquels on a d'abord des contraintes liées à la sûreté et des procédés qui peuvent être améliorés.

Côté robotique, il y a également des recherches. Je partage ce qui a été dit : la robotique n'est pas la panacée du démantèlement contrairement à ce que l'on pourrait penser à première vue, parce que les opérations sont des opérations de base relativement simples. Il faut apprendre à faire des choses plus rustiques pour faire baisser les coûts et utiliser des systèmes de travail à distance qui doivent être les plus universels possible.

Pour les gens qui travaillent en robotique, il y a des risques forts de se fourvoyer à vouloir faire le robot qui fera telle chose extraordinaire. Ils y arriveront mais ils ne le vendront pas.

Au-delà de la recherche, des développements sont en cours pour mettre en oeuvre tel ou tel procédé. Le dernier en date est en train de voir le jour à Marcoule : il s'agit d'un système de four qui permettra de fondre des ferrailles contaminées. Derrière, on trouve des réflexions sur l'incinération qui permet de réduire les volumes.

Une partie recherche d'abord, puis une fois que l'on considère que d'un point de vue technico-économique ou environnemental on peut développer quelque chose, on le fait soit seul soit en partenariat avec d'autres industriels.

UN INTERVENANT — Je voudrais faire part d'un retour d'expérience sur certains chantiers de laboratoire.

Si l'on examine l'évolution de doses reçues dans ces chantiers, on peut enlever à peu près 80 % de l'activité résiduelle en distribuant 10 % à 15 % des doses. Le reste de l'activité va être générateur de 80 % des doses.

Cela signifie que l'accent doit être mis sur la mécanisation des queues de chantier. C'est très difficile pour des laboratoires qui n'ont pas d'effets de séries, mais il est possible de le faire.

Surtout, comment améliorer la conception des installations pour mieux terminer les queues de chantier ?

L'effort fait par les autorités de sûreté pour améliorer la sortie de ces déchets est quelque chose qui va apporter ses fruits dans quelque temps.

Je voudrais préciser un autre axe d'amélioration : la décontamination fréquente des installations pour ne pas arriver à la fin de ces chantiers à des accumulations d'activité difficilement gérables. Là également, les autorités de sûreté font des pressions sur les exploitants pour que des décontaminations fréquentes s'effectuent.

M. ROLLINGER — **M. LALLEMENT** est plus intervenu comme maître d'oeuvre ou maître d'ouvrage du démantèlement au CEA pour dire que la recherche de base est faite. Nous avons peu entendu les gros exploitants dire qu'ils avaient de gros budgets sur la recherche de démantèlement. Nous avons surtout entendu les personnes sur le terrain qui ont besoin d'une recherche appliquée immédiate.

Nous avons l'impression qu'il n'y a pas de réflexion, de politique à dix ans sur une recherche de base pouvant être utile au démantèlement.

Les outils destinés à l'estimation et l'optimisation des doses liés au problème particulier du démantèlement nécessitent une recherche. Sur l'évaluation des choix stratégiques et des options, doit-on attendre 10 ou 20 ans ? Il y a probablement des programmes de recherche à faire dans ce domaine.

Le représentant de l'Union européenne nous a parlé de la constitution de bases de données, mais que se passe-t-il sur le plan franco-français dans ce domaine ?

On a beaucoup dit que l'optimisation du démantèlement repose sur l'existence de filières relatives à la destination des déchets de faible activité. On a dit que l'on réfléchissait aux filières possibles pour élaborer la réglementation.

Quel programme doit-on se donner pour évaluer la faisabilité technologique de filières améliorées dans le futur et, d'autre part, pour optimiser leur impact sur les différentes possibilités de recyclage ?

Il y a un champ assez large au niveau de la recherche possible, et je n'ai pas l'impression que les efforts d'aujourd'hui soient à la hauteur de l'enjeu. C'est regrettable.

M. LAMBERT — Nous avons oublié de citer comme objectif de la R&D celui qui concerne les produits très faiblement actifs : rechercher le recyclage principalement dans l'industrie nucléaire, essentiellement pour les plus gros volumes que sont les ferrailles et les bétons.

Je mentionnerai pour les ferrailles l'existence au four de Marcoule d'une fabrication de conteneurs en fonte utilisant de la ferraille très faiblement contaminée, conteneurs en cours d'agrément par l'ANDRA.

Le deuxième domaine à l'étude, qui n'est pas encore réalisé, est le recyclage d'une partie des gravats de démantèlement en séparant des parties contaminées celles non contaminées, ou très faiblement, comme des granulats qui pourraient resservir à du béton

allant dans des installations nucléaires futures, ou même des installations destinées à la gestion des déchets nucléaires.

M. LE PRÉSIDENT — Vous avez apporté la réponse à la question de savoir où allait ce qui était fondu. Nous savons maintenant que cela ne va ni chez RENAULT ni chez MERCEDES, mais est destiné à l'ANDRA pour ses usages "propres".

M. LALLEMENT — La recherche est l'objet d'un débat permanent depuis dix ans et plus : faut-il faire de la recherche générale ? Faut-il faire une étude en soi de la découpe sous eau ? Est-ce que l'on ne développerait pas la découpe par explosif ?

On a fini par décider que si l'on balayait trop large, on laissait plusieurs choses sur le bord de la route. On a décidé de focaliser la recherche sur les besoins des chantiers.

Le chantier paie ce dont il a besoin. Je ne pense pas que ce soit une mauvaise approche. Une organisation centrale au CEA veille à cela ; malgré tout, quand on additionne les chantiers, on observe des lignes de force importantes.

Il ne faut pas dire que la recherche faite au CEA n'existe plus, elle dépend des chantiers mais répond tout de même plutôt bien aux besoins.

Maintenant, notre collègue dit qu'il faudrait peut-être réfléchir à d'autres méthodes, d'autres recyclages, largement en amont. Effectivement, l'approche pragmatique par chantier ne prend pas bien en compte cet aspect des choses.

Est-ce dramatique ou pas ? C'est la question qui se pose. Mais il ne faudrait pas dire que l'on ne fait plus de recherche au CEA parce que l'on travaille au coup par coup.

Je termine avec le retour d'expérience qui est un point important. Une direction est chargée de la gestion des déchets au CEA ; j'aimerais bien y mettre en place une bibliothèque et une mémoire ordonnée de l'expérience.

M. LE PRÉSIDENT — On essaie de déterminer quels sont les paramètres du choix, les paramètres qui vont influencer sur le coût, sur la radioprotection ou, au contraire, sur l'exposition des travailleurs, la mise en décharge de telle ou telle catégorie de déchets.

J'ai un peu l'impression que l'on se situe dans une logique définie à un moment donné, consistant à dire que l'on a intégré les trois stades de l'AIEA ; on intègre les 50 ans, mais comme on fait de la recherche « au pied du mur », lorsque l'on veut passer au stade 3, j'ai l'impression que l'on n'a pas les paramètres qui permettraient d'évaluer à un moment si, pour des raisons économiques mais aussi de mémoire, de technique, on peut choisir entre attendre 50 ans ou bien dire qu'il existe maintenant des technologies qui permettent à un moindre coût d'attendre moins longtemps et de démanteler dans des conditions qui, du point de vue technologique, radiologique et financier, sont avantageuses.

J'ai un peu l'impression que l'on ne peut pas peser sur les fléaux de la balance et que la balance est un peu bloquée par la « théorie des 50 ans ». On ne peut pas se donner un peu d'aise pour dire que la technologie a suffisamment évolué et que l'on peut entreprendre quelque chose avant d'attendre les 50 ans.

M. LACOSTE — Qu'est-ce qui fonde actuellement cette limite de 50 ans ?

M. LE PRÉSIDENT — La décroissance du cobalt.

M. LACOSTE — C'est à l'évidence un critère fondamental mais non unique.

M. ROLLINGER — J'aimerais que l'on me dise ce que l'on fait comme recherche sur les matériaux, par exemple pour les futures installations. Est-il imaginable d'avoir des aciers avec moins de cobalt ? Est-il imaginable de faire évoluer la chimie de manière à moins générer d'effets secondaires ?

Quelle recherche est conduite à ce propos ?

On a évoqué tout à l'heure les problèmes que pose la vaporisation de la carboglace. Je ne sais pas ce qu'il en est exactement. Y a-t-il de la recherche sur ce sujet ?

Est-ce une préoccupation réelle ou une question plutôt en suspens ?

Pour le sous-groupe COGEMA, qu'a-t-on fait à la conception de MELOX pour tenir compte du futur démantèlement ?

D'après les informations que j'ai, les gens ont l'impression que l'on est revenu en arrière. Quelle a été la démarche puisque c'est une installation récente ?

M. LE PRÉSIDENT — J'espère que le terme « sous-groupe » s'appliquait à l'installation et à l'installation MELOX, à moins qu'elle ne s'applique à la société COGEMA sous-groupe du groupe CEA. Je crains que vous ne fassiez beaucoup de peine à son PRÉSIDENT et à ses représentants ici !

M. STRICKER — J'ai dit qu'il n'y avait pas de recherche à proprement parler sur le démantèlement, sous-entendu : on fait de la recherche sur le démantèlement comme M. JOURDAIN fait de la prose. On peut présenter toute la recherche en disant : "Voyez, c'est du démantèlement".

Pour répondre à M. ROLLINGER, on cherche des matériaux sans cobalt et l'on en a trouvé. On n'attendra pas les installations nouvelles pour s'en servir sur les installations anciennes.

Pour la chimie, c'est la même chose.

On considère que cela relève plus des recherches relatives à l'exploitation ; pour la chimie, on peut le faire d'une année sur l'autre. Bien entendu, cela a des répercussions sur le démantèlement et sur les réflexions pour les paliers nouveaux.

On pourrait prendre les différentes lignes de recherche et faire un système croisé. Le budget de recherche est fini. Quand on fait cela, il ne faut pas additionner les mêmes choses.

M. LAURENT — A été intégrée dans MELOX l'expérience du groupe dans la manipulation et le traitement de grandes quantités de poudre de plutonium telle qu'elle existe à Marcoule ou à La Hague depuis très longtemps. Un des points qu'il faut garder à l'esprit est que l'aisance de démontabilité des systèmes ne dépend pas uniquement de l'existence ou de la non-existence de traversées.

En moyenne activité, il y a une dose de radiation résiduelle qui provient du vieillissement des installations ; avec le temps, l'installation devient moyennement irradiante. On peut quand même s'en approcher.

Il n'était pas question pour une unité automatisée de type MELOX d'avoir une unité à démantèlement automatisé. Nous n'en sommes pas encore là, je vous l'accorde volontiers.

Concernant la démontabilité de MELOX, le retour d'expérience en matière de manipulation dans ce type d'ambiance a totalement été pris en compte.

M. PFLUGRAD — Vous parliez des aciers sans cobalt. Nous avons fait des recherches dans un précédent programme avec une organisation britannique, nous n'avons pas pu produire un acier sans cobalt. Nous tenons un rapport à votre disposition.

M. ROUSSON — **M. LACOSTE** a raison de dire qu'il faut se poser la question de la durée de 50 ans. Il est évident que cela déresponsabilise un exploitant. Il reste toujours dans les règles législatives qui sont données, mais si l'on veut diminuer l'intégration de doses pour les réacteurs de production d'électricité, il faut arrêter de recharger des éléments combustibles non étanches. Si l'on doit travailler après, on sait que ces éléments combustibles risquent un jour ou l'autre de laisser partir des produits actifs qui activeront des circuits qui ne devraient pas l'être.

Il y a donc des progrès à faire, que l'on fera si l'on sait qu'il faudra démanteler de notre vivant. 90 ans après, ce n'est plus de notre vivant ...

M. PRONOST — Il ne faut pas laisser planer l'idée que les 50 ans sont dus au cobalt, il n'y a pas que du cobalt. De plus, il faut regarder les cas un par un.

Monsieur vient de parler de COGEMA : le cobalt n'est pas forcément important. Les problèmes de fuites de combustible ont été évoqués. Pour des cas bien précis que je connais, la décroissance est acquise pratiquement au bout de 15 ans.

M. LE PRÉSIDENT — **FRAMATOME** est bien placé pour la construction de centrales nucléaires ; une industrie s'est développée dans le domaine de la maintenance, dans des domaines périphériques au nucléaire.

Peut-on dire qu'il peut se développer une industrie du démantèlement ? Si oui, à quelles conditions peut-elle se développer et comment peut se développer une industrie de la sous-traitance dans le démantèlement, compte tenu des problèmes que l'on a déjà vus, comme ceux du suivi radiologique d'un certain nombre de travailleurs ?

M. VIEILLARD-BARON — C'est un problème un peu délicat que celui que vous nous proposez maintenant, mais on peut dire que dans le démantèlement, d'une façon générale, il entre toute une série de techniques très nombreuses et très diverses, dont la valeur ajoutée est très différente. Il faut regrouper à un moment donné sur un site donné et de façon relativement rapide, au moment même où l'opération s'effectue, des entreprises de nature assez différente.

Le démantèlement se prête bien au groupement d'entreprises car très peu peuvent être réalisés par une seule. En général, il faut un groupement, donc une capacité à organiser ces groupements d'entreprises capables de travailler entre elles et d'avoir des règles de suivi

radiologique pour l'ensemble des intervenants, de suivi d'assurance qualité, sans oublier une organisation du travail suivant des schémas précis.

Une des premières caractéristiques est que c'est un domaine qui va réunir des entreprises d'origine différente, et de façon plus nette que dans d'autres domaines du nucléaire.

Par ailleurs, il y a certainement intérêt à savoir comment les démantèlements se passent dans d'autres pays que la France car on constate qu'il n'y a pas de rentabilité propre à l'opération de démantèlement elle-même et que tout ceci fait un marché très irrégulier, très industriel, dont les échéances se détachent dans le temps.

D'ailleurs, on a parlé très largement de savoir s'il ne fallait pas démanteler plus vite ou au contraire attendre. Les industriels qui vont effectuer une prestation de service sont face à un marché très irrégulier. On le voit aussi bien en France qu'à l'étranger en l'état actuel des choses.

C'est une deuxième caractéristique très profonde de ce marché du démantèlement : son irrégularité fait que ce n'est pas un véritable marché au sens habituel du terme, mais peut-être plus une succession d'opérations à faire sur un certain nombre d'installations à démanteler.

Il est possible que dans l'avenir le marché se régularise lorsque l'ensemble du système et du parc nucléaire viendra à échéance.

En outre, pour un industriel, il est bon d'avoir des spécifications qui s'appuient sur des normes ou des réglementations aussi claires que possibles, ne serait-ce que pour savoir où l'on va au moment où l'opération doit se réaliser, à la fois pour réunir les équipes et établir les devis. Il vaut mieux se baser sur des choses claires que sur des règles plus traditionnelles et qui peuvent varier au cours de l'opération.

M. LE PRÉSIDENT — C'est un marché irrégulier, certes, mais peut-on imaginer une sorte de groupement européen comme vous le faites pour le réacteur du futur dans le cadre de NPI avec l'Allemagne et SIEMENS ? A ce moment, vous pourriez amortir la « sinusoïde » des périodes d'activité et de non activité en étendant ces activités sur un domaine plus large.

Par ailleurs, tout le monde espère qu'un jour on arrêtera rapidement les réacteurs NBMK ou les VVER 230, ce qui constituera un marché de démantèlement important.

Je ne vois pas comment les diplomates du G7 arriveront un jour à résoudre ce problème de l'arrêt des réacteurs à l'Est, ne serait-ce que pour ceux de Tchernobyl.

En Europe, pouvez-vous envisager une sorte de groupement européen qui étendrait son aire d'influence et qui éviterait ces à-coups dans le marché ?

M. VIEILLARD-BARON — Les à-coups dans le marché ne sont pas le fait des entreprises prestataires, fussent-elles unies ensemble.

En revanche, le montage de groupements existe déjà sur le plan européen mais au cas par cas. Par exemple, nous sommes engagés sur un démantèlement dans un site espagnol

dans lequel il y a eu un groupement d'entreprises françaises et espagnoles. Nous avons proposé des prestations pour une première partie de démantèlement consistant en une décontamination des circuits d'une usine dans l'ex-Allemagne de l'Est où travaillaient des entreprises françaises et allemandes, et nous avons proposé la possibilité d'intervenir sur le site.

Les spécificités du démantèlement sont moins fortes que la réalisation d'un nouveau réacteur.

Lorsque le marché sera installé, il sera peut-être possible d'avoir un groupement européen qui fasse beaucoup de choses. Actuellement, l'optimum technique et économique consiste plutôt à avoir des groupements qui se constituent en fonction de l'objectif à réaliser.

Nous sommes aujourd'hui face à des cas particuliers qui nécessitent un certain nombre d'entreprises spécifiques pour intervenir. Progressivement, il va sans doute se constituer un marché irrégulier.

M. STRICKER — La partie industrielle du démantèlement fait partie des soucis de l'entreprise, cela va de soi. Je voudrais en profiter pour indiquer que, quelle que soit la date à laquelle le démantèlement aura lieu, la responsabilité de l'exploitant est pleine et entière pendant l'exploitation, pendant la phase de déshabillage, pendant la phase d'attente de niveau 3.

Pour ce qui est des réacteurs EDF, il s'agit de voir quelle est la source principale de radioactivité, quels sont les radioéléments qui font 80 % de la dose, que l'on a intérêt à laisser décroître. Ensuite, une optimisation se fait, qui n'est pas la même pour les installations.

Il faut que ce type d'optimisation soit connu des entreprises qui prétendent faire partie du marché du démantèlement.

J'ai insisté tout à l'heure sur la préparation des interventions, sur la connaissance du travail en milieu irradiant. Le schéma des opérations va se dessiner avec des prestataires qui devront prouver leur compétence dans le domaine. On aboutira à une structuration industrielle d'entreprises qualifiées, auxquelles il sera fait appel exclusivement.

Le marché existe, pour une centaine d'installations. Pour EDF, le montant des provisions sera près de 100 MdF. C'est un marché important, mais il ne va pas arriver tout de suite. Le jour où il arrivera, il y aura intérêt à ce que les montages industriels capables de prendre ce marché de manière efficace sur le plan économique soient « calés ».

C'est ce que EDF s'efforce d'initier avec les partenaires que l'on connaît bien actuellement, mais cela nécessite de clarifier le tout et de voir quel peut être le rôle des uns et des autres sur des exemples français et sur des opérations à l'étranger, si tant est que l'on arrive à mettre le pied sur les marchés en question, et sous la réserve que le financement existe.

M. MAUGIN — J'ai beaucoup appris aujourd'hui, M Birraux. En venant à vos auditions, même un salarié du CEA apprend beaucoup.

Certaines fois, j'ai entendu des choses surréalistes, et des gens qui se posaient des

questions pour savoir comment on allait pouvoir mettre les choses en mémoire.

Aujourd'hui, il n'existe pas de moyens de mémoriser les choses, il y a tout à inventer.

Je suis d'autant plus surpris sur la difficulté de la mémoire que, dans l'entreprise où je travaille depuis longtemps, les dirigeants ont de la mémoire quand je vois tous les reproches qu'ils me font et qui remontent à quelques années ! Il existe une mémoire sélective, chacun a ses préoccupations du moment.

S'agissant de la sous-traitance, je m'interroge toujours pour savoir pourquoi on sous-traite. On vient de nous donner quelques explications : la sous-traitance dans le futur serait quelque chose de bien ...

Je n'y crois pas beaucoup. La sous-traitance est quelque chose d'ancien et il faudrait faire un petit bilan de la sous-traitance aujourd'hui.

La sous-traitance nous renvoie au débat que vous avez organisé sur la surveillance médicale et radiologique des salariés. Malgré toute la générosité affirmée, la sous-traitance représente en matière d'accidents de travail des taux de fréquence six fois supérieurs par rapport à ceux observés pour les salariés « maison ».

On me dit qu'on donne des spécifications que l'on néglige. Au CEA, aujourd'hui, lorsqu'il y a un taux de fréquence à 9 ou 8, les sous-traitants ont un taux de fréquence à 45. C'est considérable.

La sous-traitance, c'est aussi des pertes d'emploi, des pertes de contrat de travail à durée déterminée au profit de contrats précaires. Bien sûr, des gens ont besoin de travailler, mais je regrette que lorsque des salariés sont mis dans les mêmes conditions, ils n'aient pas tous les mêmes garanties. Si l'on se dirige vers la sous-traitance, il faudra quand même songer à couvrir tous ces salariés par une convention collective du nucléaire susceptible d'être étendue.

Savez-vous, Monsieur le PRÉSIDENT, que l'industrie nucléaire qui est une branche industrielle à part entière est la seule pour laquelle les travailleurs ne sont pas couverts par une convention collective ? Une telle convention collective fixerait nécessairement, par exemple, les qualifications nécessaires.

La sous-traitance, c'est aussi une grève, bien suivie, à l'appel de toutes les organisations syndicales sur le centre de Marcoule.

Il ne faudra pas oublier tous les inconvénients de la sous-traitance, ils ne disparaîtront pas parce qu'elle sera bien ou mieux organisée : elle l'est déjà. La sous-traitance, dans beaucoup d'entreprises aujourd'hui, c'est aussi un moyen de gestion de la main-d'œuvre interne à l'entreprise.

M. ROLLINGER — Ce sujet est peut-être celui qui préoccupe l'organisation syndicale CFDT de manière la plus aiguë.

Vous avez évoqué RADIACONTROLE. Ce n'est pas un épiphénomène, nous considérons que ce n'est pas seulement un « loupé » mais la conséquence d'une politique délibérée dans le groupe CEA en particulier - je ne pense pas que ce soit franchement différent à EDF -,

une politique systématique de sous-traitance anarchique et de concurrence sauvage, y compris à l'intérieur du groupe.

Dans l'industrie nucléaire, STMI est spécialisée dans l'assainissement et le démantèlement, même si elle n'a pas forcément la taille industrielle pour faire face au gros démantèlement du parc nucléaire.

On voit dans le groupe que des sociétés viennent faire concurrence à STMI. Ce qui les sépare, c'est que les salariés de STMI sont couverts par un accord contractuel au niveau du groupe, qui contient des dispositions d'hygiène et sécurité, de suivi de la dosimétrie, etc. alors que les sociétés du sous-groupe SGN ne sont pas couvertes par cet accord.

On trouve donc des gens moins bien formés, des gens qui n'ont pas le même suivi médical bien que la loi soit la même pour tous. Il y a un suivi particulier à l'intérieur du groupe CEA qui ne s'applique pas à certaines sociétés.

Je citerai un extrait du rapport médical de STMI où l'on parle de l'agence Ile-de-France. Il est dit que l'agence Ile-de-France est confrontée, comme les années précédentes, au problème de dosimétrie externe, notamment sur les chantiers de démantèlement importants comme celui de Fontenay-aux-Roses ou celui de Saclay. Dans ce dernier chantier, particulièrement irradiant, il a dû être fait appel à des « renforts extérieurs » en prenant le risque d'utiliser du personnel manquant de formation en matière de démantèlement.

RADIACONTROLE n'est pas anecdotique, c'est une politique délibérée et nous sommes vraiment très inquiets.

Lorsque les gens sont mal formés pour se protéger eux-mêmes, ils sont mal formés pour protéger l'environnement.

Les grosses entreprises du secteur nucléaire ne sont pas toujours irréprochables, mais nous sommes inquiets sur l'émiettement général de petites sociétés, auxquelles s'intéressent les gros actionnaires des grosses entreprises du bâtiment, et qui viennent travailler dans le nucléaire.

De ce point de vue, il y a des choses à dire. L'émiettement du secteur, le démantèlement et la concurrence sauvage font courir de grands risques aux travailleurs et à l'environnement.

Plusieurs urgences pour nous :

- nécessité absolue d'inscrire les travaux sous rayonnement dans la liste des travaux dangereux interdits à l'intérim. La surveillance des travailleurs repose sur un suivi médical. On ne peut pas le faire sur des intérimaires, d'autant que les intérimaires ne représentent pas beaucoup de personnel.

- urgence d'une protection collective pour tous relative aux travaux sous rayonnements au-delà de ce qu'impose la loi aujourd'hui. Il y a une spécificité réelle pour un certain nombre de choses, il faut augmenter les protections. Il serait bien que tout le monde soit soumis aux dispositions d'hygiène et de sécurité, cela concerne aussi les sous-traitants d'EDF, de FRAMATOME, etc.

- urgence à définir une politique d'agrément des entreprises pouvant intervenir dans le secteur, ce qui contribuerait à limiter leur émiettement. Si l'on impose un certain nombre de normes, en termes de formation des travailleurs, de connaissances, on aura probablement moins d'intérimaires et moins de petites entreprises car elles ne pourront pas répondre à ces normes d'agrément.

- enfin, c'est une responsabilité tellement forte dans ce domaine que nous pensons qu'il y a urgence à organiser le secteur du démantèlement autour d'un pôle public fort. Il faut que le secteur public nucléaire se donne un ou plusieurs outils dans le domaine du démantèlement qui pourront faire face à la tâche et qui aient une taille suffisante pour respecter les principes que j'évoquais.

M. LALLEMENT — Du côté des sous-traitants, le CEA ne veut pas la dispersion entre des petites entreprises de petite taille.

Il existe depuis peu, après un an de travail, une codification de la sous-traitance qui vient de sortir au CEA. Il faut se faire qualifier pour être sous-traitant. Peut-être que RADIACONTROLE nous a aidés à aller plus vite dans la mise au point de ces méthodes de surveillance et d'agrément des entreprises, mais derrière cette volonté du CEA, il y a le refus que des petites entreprises inconnues et incompétentes viennent travailler dans des endroits qui nécessitent d'être formés.

Je vais vous donner mon point de vue sur la politique générale dans le démantèlement. Il existe un problème aujourd'hui parce que les grands marchés du démantèlement sont pour le début du siècle prochain. Il n'y a pas que les marchés de l'EDF mais un gros travail va arriver au début du siècle prochain, le démantèlement de Marcoule, dans moins de 10 ans.

Effectivement, entre temps il y a peu de choses : deux beaux chantiers au CEA qui ne sont pas inintéressants : le démantèlement des laboratoires de chimie de Fontenay. Peut-être qu'EDF aura un réacteur graphite-gaz.

Il faudra profiter de cette petite dizaine d'années avant les grands chantiers de la COGEMA et d'EDF pour s'organiser.

La taille des démantèlements qui viennent ne permet plus de faire comme avant où l'exploitant, dans la foulée de son fonctionnement, arrivait à faire son démantèlement. Il faut transférer ce que l'on a appris dans les petits chantiers vers une organisation structurée de gens compétents, mais pas les sous-traitants de trente sixième zone.

Cependant, leur expérience n'est pas encore extrêmement grande. FRAMATOME sait démanteler les générateurs de vapeur, SGN a construit des usines de chimie, a été utilisée avec COGEMA pour tous les petits démantèlements de divers laboratoires, mais on n'a pas mis sur pied la structure industrielle organisée dont on a besoin.

Est-ce que LP5 sera le point de départ ? C'est ce qu'il faudrait. Le transfert des connaissances un peu éparées vers l'industrie n'est pas facile. On a déjà essayé au CEA et on s'est trompé pour La Hague, à AT1. On a essayé il y a 5 ans de donner le marché « clés en main » à TECHNICATOME et cela n'a pas marché.

Il n'est pas facile de mettre tout d'un coup une entreprise devant la responsabilité concrète d'un chantier, et il n'est pas facile non plus pour le maître d'ouvrage CEA de faire

un cahier des charges en ayant tout prévu, et qui dise bien au sous-traitant ce qu'il doit faire. Si on ne fait pas bien le cahier des charges et si le gros sous-traitant n'est pas prêt, le chantier se termine mal et entraîne des procès et des litiges.

Je dis que ce n'est pas simple, qu'il faut profiter de ces toutes prochaines années pour mettre sur pied une organisation. Je n'ose pas penser que cela fonctionnera très bien immédiatement ...

M. MAUGIN — M. LALLEMENT faisait référence au guide pour l'élaboration et le suivi des contrats de sous-traitance, paru depuis peu.

Vous verrez que c'est un « contrat de progrès ».

Pourquoi un contrat ? Pour répondre à des impératifs d'ordre technique, financier et social.

Dans le domaine du social, on parle de fixer les règles applicables au personnel du sous-traitant intervenant sur le site : *"L'entreprise et ses sous-traitants éventuels, en leur qualité d'employeurs, sont responsables de l'application de la réglementation en matière d'hygiène, de sécurité et de conditions de travail concernant leur personnel et sont tenus de respecter les obligations particulières qui leur incombent au titre du décret du 1^{er} février 1992"*.

C'est révolutionnaire, comme vous avez pu le noter ! Cela vous fait rire, mais pas moi ...

Tout le monde est renvoyé devant ses responsabilités et il ne peut pas en être autrement parce qu'il y a le non-dit de la sous-traitance. La sous-traitance représente pour les chefs d'entreprise le moyen de se débarrasser de problèmes qu'ils ne veulent pas régler. Les problèmes sociaux en font partie.

M. STRICKER — Je ne voudrais pas reprendre le débat sur la sous-traitance qui n'est pas particulièrement lié au démantèlement, c'est un débat qui concerne l'ensemble de la vie industrielle et l'entretien des centrales nucléaires.

Toutefois, je ne peux pas laisser dire qu'il existe une sous-traitance sauvage, anarchique. Il s'agit d'avoir des prestataires qualifiés et pour lesquels on assure par exemple le même suivi dosimétrique que pour les agents de l'entreprise EDF. Je ne vais pas vous refaire l'historique des certifications qui sont en train de se mettre en place avec le CEA, COGEMA et le GIN, de façon à agréer les différentes entreprises qui prétendent travailler sur les installations nucléaires.

Le tableau n'est pas parfait mais il ne faudrait pas le peindre complètement en noir non plus. Des choses restent à améliorer, des choses sont déjà faites et d'autres sont en train de se faire. C'est de cette façon que nous progresserons tous ensemble.

M. LE PRÉSIDENT — Avant de tirer la conclusion, j'aimerais dire au Docteur **PIECHOWSKI** qui représente ici le Ministère de la Santé que celui-ci s'est longtemps interrogé sur la nécessité d'avoir un bureau de radioprotection à défaut d'avoir une sous-direction ou une direction de la radioprotection comme je le souhaitais.

Depuis trois ans, je me bats pour que la réforme sur la radioprotection soit effective et qu'elle soit faite selon un schéma que j'ai proposé à l'Office parlementaire. Ce schéma a reçu le soutien unanime de tous les groupes politiques de cette assemblée, des organisations syndicales, des exploitants, des laboratoires de recherche, des associations écologistes.

Le Ministère de la Santé est entré un peu « à reculons » dans cette organisation et dans ce schéma : jusqu'à il n'y a pas si longtemps, il s'interrogeait encore sur l'opportunité de créer ce bureau de radioprotection.

Ce bureau va être créé, il sera opérationnel à partir du 1^{er} janvier.

Dans ce domaine du démantèlement, se posent des problèmes de normes sanitaires, de conditions de travail, et ceci est typiquement de la responsabilité de l'Etat. C'est à l'Etat à définir quelles sont les normes, les conditions de travail, les contrats etc. et comment cela doit être encadré. Rien que sur ce sujet, il aura beaucoup de travail. Il en aura encore beaucoup pour déterminer d'une manière un peu plus précise les autorisations de rejets qui sont soit inexistantes, soit déterminées selon le droit coutumier local d'une « tribu isolée », mais qui demanderaient quelque chose de plus juridique.

Il y aura énormément de travail pour ce bureau de radioprotection dont je salue la création. Pour mener à bien ce travail, vous serez obligés de créer des groupes d'experts parce que, seuls, les membres du bureau n'arriveront pas à maîtriser l'ensemble des paramètres que doit intégrer la réglementation.

Dr PIECHOWSKI — Je souhaiterais vous remercier personnellement pour toute votre action et remercier également d'autres administrations ici présentes, notamment M. LACOSTE, pour la pression exercée en permanence en vue d'une évolution positive en ce sens.

C'est la deuxième fois que je viens à ce genre d'audition ; la première portait sur l'exposition des travailleurs, celle d'aujourd'hui porte sur un aspect un peu plus industriel. Il est clair qu'un bureau de radioprotection est non seulement indispensable en tant que tel mais également à cause de toutes les relations nécessaires pour résoudre ce genre de questions.

Nous avons vu aujourd'hui le polymorphisme du travail à réaliser pour aboutir point par point sur les questions posées.

Je vous remercie encore pour votre intervention.

M. LE PRÉSIDENT — Tout à l'heure, M. MAUGIN disait qu'il apprenait toujours en venant aux auditions de l'Office. Je constate qu'il y a de plus en plus de monde intéressé puisque plus des deux tiers des participants du début étaient encore présents dans la salle il y a une demi-heure.

M. LACOSTE — J'ai eu le sentiment que nous étions face à un sujet dont on voyait la réelle importance et pour lequel un certain nombre de réflexions sont en train de converger. Cela me frappe beaucoup au-delà des déclarations dont certaines ont été particulièrement brillantes ou provocantes.

J'ai l'impression que l'affirmation selon laquelle il faut attendre longtemps avant de

démanteler demande à être refondée si elle le mérite, et révisée. Il faut poursuivre le débat sur une des composantes du problème de démantèlement qui est le devenir des déchets de faible ou de très faible activité.

Si on n'explicite pas davantage des ébauches d'accord sur ce point, nous aurons quelque chose qui nous empêchera d'aller au bout d'un certain nombre de réflexions sur le démantèlement lui-même.

M. LE PRÉSIDENT — Voulez-vous ouvrir ainsi un nouveau chantier de travail pour l'Office parlementaire ?

M. LACOSTE — C'est un chantier qui s'ouvre et il appartient à l'Office parlementaire et à ses représentants les plus éminents de prendre parti sur le fait de savoir s'ils veulent y entrer.

M. LE PRÉSIDENT — Je vous remercie. Je vous rappelle que pour le rapport 1994, nous visons une adoption par l'Office parlementaire pour la mi-décembre.

(La séance est levée à 19h10)