

N° 1008

**ASSEMBLÉE NATIONALE**

CONSTITUTION DU 4 OCTOBRE 1958

DIXIÈME LÉGISLATURE

N° 280

**SÉNAT**

DEUXIÈME SESSION EXTRAORDINAIRE DE 1993-1994

---

Enregistré à la Présidence de l'Assemblée nationale  
le 10 février 1994.

---

Rattaché pour ordre au procès-verbal  
de la séance du 27 janvier 1994.  
Enregistré à la Présidence du Sénat le 10 février 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.

TOME I : CONCLUSIONS DU RAPPORTEUR

---

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

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

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

RÉPUBLIQUE FRANÇAISE  
LIBERTÉ • ÉGALITÉ • FRATERNITÉ

ASSEMBLÉE NATIONALE

LE PRÉSIDENT

Paris, le 18 décembre 1992

Monsieur le Député et cher Collègue,

Dans sa réunion du 16 décembre, le Bureau de l'Assemblée nationale, conformément à l'article 6 ter de l'ordonnance du 17 novembre 1958 relative au fonctionnement des assemblées parlementaires, a décidé de saisir l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques de deux études, portant respectivement sur la coopération entre les organismes français et européens de recherche et leurs homologues des pays d'Europe de l'Est et sur les transferts de technologie avec ces pays.

Il a également décidé de renouveler pour 1993 la saisine de l'Office dans le domaine de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires.

Je vous prie, Monsieur le Député et cher Collègue, d'agréer l'expression de mes meilleurs sentiments.

  
Henri EMMANUELLI

Monsieur Jean-Yves LE DEAUT  
Vice-Président de l'Office parlementaire  
d'évaluation des choix scientifiques  
et technologiques

*A la persévérance il n'est rien qui résiste,  
Quels que soient ses desseins, si le Sage y persiste,  
Nul obstacle si grand dont il ne vienne à bout,  
La constance et le temps sont les maîtres de tout.*

Kong Tzée

*Le Livre du Juste Milieu*

## AVANT-PROPOS

Sous la présidence de M. Henri EMMANUELLI, puis sous celle de M. Philippe SEGUIN, le bureau de l'Assemblée nationale a confirmé la mission de l'Office parlementaire dans le domaine du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires.

Je remercie de leur confiance les présidents successifs de notre Assemblée et leurs bureaux respectifs, le président de l'Office parlementaire, M. Jacques MOSSION, et tous les membres de notre Office.

Par delà l'alternance politique, j'y vois la reconnaissance du rôle joué par notre Office parlementaire et de son apport original au renouveau du travail parlementaire. J'en veux pour preuve les multiples propositions écloses ces derniers mois, qui préconisent la création d'Offices parlementaires dans de nombreux domaines.

En ce qui me concerne, l'alternance politique n'a rien changé à ma manière de conduire mes activités. Les grands principes qui guident mon action demeurent : l'observation sur place et sur pièces, la transparence et l'indépendance de l'Office parlementaire.

A ce titre, je note avec satisfaction que 1993 a validé - expression consacrée dans ce domaine nucléaire - les choix et les options de l'Office parlementaire, à savoir, par exemple :

- la prise en compte par l'exploitant EDF de nombreuses propositions ou remarques de l'Office parlementaire dans le domaine de la radioprotection, à travers le Livre Blanc récemment publié ;
- le début d'une mise en oeuvre de la réforme du SCPRI ; l'intention est bonne, même si sa formalisation a mis du temps, ce qui signifie d'un point de vue scientifique que l'entropie - mesure du désordre - était très grande ; l'Office parlementaire a fait des propositions complètes et globales, acceptées à l'unanimité ; nos gouvernants doivent savoir que je ne me contenterai pas de demi-mesures ;
- la mise en place auprès de la Commission des Communautés européennes d'une cellule technique - présidée par l'IPSN - chargée de l'assister pour l'aide à la sûreté nucléaire des pays d'Europe centrale et orientale ;



- l'organisation de l'audition publique consacrée à SUPERPHENIX, où toutes les parties intéressées se sont exprimées ; malgré des aspects encore trop formels, un début de débat sur des questions importantes a pu se nouer, amorce d'un débat démocratique ? je retiens pour ma part, malgré les aspects encore stéréotypés des échanges, une contribution essentielle à la transparence et à la clarification des idées sur des thèmes passionnels et controversés ;
- la transparence qui a présidé à l'avis de la DSIN sur SUPERPHENIX, puisque cet avis et ses annexes ont été publiés, y compris l'avis du groupe permanent « réacteurs ».

La lecture de certaines déclarations à la presse, d'organismes divers, demandant la consultation préalable de l'Office parlementaire, dans certains domaines, m'amène à préciser à nouveau le cadre que je me suis fixé - même si ces propositions rendent un hommage à l'action de l'Office parlementaire.

Je suis l'oeil extérieur, le contrôleur du contrôleur. Je n'ai pas vocation à me substituer aux autorités et organismes existants. La séparation des rôles et des pouvoirs est dans mon esprit très claire. Par contre mon rôle est d'essayer de fournir au Parlement, et par delà aux citoyens, les éléments pour un choix et non de dicter de quelque manière ce choix. C'est à mon sens le seul moyen de préserver l'indépendance de l'Office parlementaire.

Ce rapport 1993 m'a conduit :

- sur le site de Bugey et sur celui de l'usine MELOX à Marcoule ;
- en Angleterre pour la première fois, où j'ai visité entre autres le chantier de Sizewell B ;
- en République fédérale d'Allemagne au moment où se déroulait la discussion politique sur le « consensus énergétique » ;
- à Washington où j'ai pu mesurer l'évolution du dossier nucléaire avec la nouvelle Administration démocrate et où en fait régnait la plus grande incertitude dans l'attente de la confirmation ou du renvoi de certains responsables par l'Administration.

Quelques chiffres illustrent ce rapport 1993 : 22 jours - comme en 1992 - d'enquête sur le terrain, d'auditions ou de conférences ; près de 130 personnes rencontrées sur le terrain ; trois auditions ouvertes à la presse, sur le transport des matières radioactives, la radioprotection des travailleurs et SUPERPHENIX, ayant rassemblé près de 160 personnes ; la participation à deux colloques organisés par l'Association des Amis de « Passages » et par le Centre d'Études et de Prospective stratégiques, consacrés au nucléaire à l'Est.

Depuis le début de ma mission j'ai montré un intérêt soutenu pour les études épidémiologiques, trouvant qu'elles n'avaient pas toute leur place en France. J'ai

demandé à l'Académie des Sciences un rapport de synthèse sur le suivi épidémiologique des populations au voisinage des centrales nucléaires. Je remercie l'Académie des Sciences pour sa contribution, qui sera publiée intégralement dans ce rapport.

Je remercie également les membres du comité d'experts que j'ai constitué, pour leurs conseils, leurs propositions et leur participation assidue aux auditions publiques.

Les sollicitations multiples de l'Office parlementaire montrent combien celui-ci a répondu à une attente et à un vide dans notre organisation démocratique parlementaire.

Science, Technologie, Citoyen et Démocratie peuvent s'y rencontrer.

La place originale de l'Office parlementaire est désormais bien établie et bien comprise : le contrôle du contrôle, lieu d'information et de dialogue, avec une avancée positive : l'obligation de transparence.

## TABLE DES MATIERES

<b>PREMIERE PARTIE :</b>	
<b>LE ROYAUME UNI ET LA RÉPUBLIQUE FÉDÉRALE D'ALLEMAGNE EN 1993.....</b>	<b>17</b>
<b>Chapitre I : Le Royaume Uni face aux séductions du « privé ».....</b>	<b>19</b>
<b>A. Le programme nucléaire britannique.....</b>	<b>19</b>
1. Des débuts au rapport Fleck.....	19
1.1 L'enthousiasme nucléaire.....	20
1.2 Windscale, 1957 : un tournant.....	20
1.2.1 L'accident de Windscale (octobre 1957).....	20
1.2.2 Le rapport Fleck.....	22
2. Le développement du programme électronucléaire.....	23
2.1. Deux filières pour la production d'électricité.....	23
2.1.1 Les réacteurs Magnox.....	23
2.1.2 Les réacteurs AGR.....	23
2.1.3 Les technologies marginales.....	24
2.2. Autour de l'électronucléaire, l'industrie du cycle et les constructeurs.....	24
2.2.1 Le cycle du combustible.....	24
2.2.2 Les constructeurs nucléaires : du pluriel au singulier.....	26
2.3. Le parc électronucléaire britannique.....	26
2.3.1 Constitution et caractéristiques du parc.....	26
2.3.2 Des performances apparemment peu flatteuses.....	28
3. La compétitivité, nouvelle frontière du nucléaire britannique.....	28
3.1. La réforme de l'électricité de 1989-1990.....	29
3.1.1 Philosophie de la réforme.....	29
3.1.2 Avant la réforme, une organisation centralisée.....	30
3.1.3 La réorganisation des structures.....	31
3.1.4 L'institution d'un mécanisme de marché.....	32
3.1.5 Les pouvoirs importants de l'autorité administrative.....	33
3.2. Une réforme qui a dynamisé l'exploitant nucléaire.....	33
3.2.1 'fossil fuel levy' ou 'nuclear levy' ?.....	33
3.2.2 Des efforts spectaculaires pour la compétitivité de Nuclear Electric.....	34
3.2.3 Des résultats flatteurs pour une stratégie à double détente.....	38
<b>B. L'autorité de sûreté au Royaume Uni.....</b>	<b>40</b>
1. Les fondements du contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires.....	40
1.1. L'encadrement normatif.....	40
1.1.1 La loi sur la Sécurité et la Santé au Travail, 1974.....	40
1.1.2 La loi sur les installations nucléaires, 1965.....	41
1.1.3 Quelques autres lois intéressant les activités nucléaires.....	45
1.2. Les principes d'action de l'autorité de sûreté.....	45
1.2.1 Les missions de l'autorité de sûreté.....	45
1.2.2 Un système non prescriptif.....	46
2. Une organisation toute imprégnée de la tradition administrative britannique.....	47

2.1 L'organisation générale des pouvoirs publics en matière de sûreté et sécurité des installations nucléaires .....	47
2.1.1 La dispersion et la distance des autorités politiques de tutelle.....	47
2.1.2 La Commission de la Santé et de la Sécurité, une « autorité administrative indépendante » à la mode britannique .....	48
2.1.3 La Direction de la Santé et de la Sécurité, bras armé de la Commission .....	49
2.1.4 L'Inspection des Installations Nucléaires, lieu du pouvoir effectif .....	50
2.1.5 Deux organismes consultatifs pour ouvrir les horizons .....	50
2.2 L'organisation interne du NII .....	51
3. Les procédures de contrôle de la sûreté.....	53
3.1 L'autorisation de site nucléaire.....	53
3.1.1 La procédure d'autorisation.....	53
3.1.2 La forme et le contenu de l'autorisation .....	56
3.2 Le contrôle des autorisations : l'inspection des installations nucléaires .....	58
3.2.1 Organisation générale des opérations d'inspection .....	58
3.2.2 Des pouvoirs étendus .....	58
4. Les appuis techniques de l'autorité de sûreté .....	59
4.1 Les appuis techniques en matière de sûreté des installations .....	59
4.1.1 La diversité des appuis techniques envisageables et utilisés .....	59
4.1.2 Du UK Atomic Energy Authority à l'AEA Technology .....	60
4.1.3 Les activités d'AEA Technology .....	63
4.2 L'appui technique en matière de protection radiologique : le NRPB .....	64
4.2.1 Les missions du NRPB .....	64
4.2.2 Organisation et moyens du NRPB .....	66
4.2.3 Les activités du NRPB.....	67
4.2.4 Quelle indépendance de jugement pour l'appui technique de l'autorité ?.....	69
C. Le contrôle de la sûreté nucléaire chez l'exploitant .....	70
1. Le contrôle de la sûreté et de la sécurité chez Nuclear Electric.....	70
1.1 Les principes de la sûreté nucléaire .....	70
1.1.1 Une implication au plus haut niveau .....	70
1.1.2 La Charte de la Santé et la Sécurité.....	72
1.2 La mise en oeuvre de la sûreté et de la sécurité .....	73
1.2.1 Quelques informations relatives à l'organisation de la sûreté .....	73
1.2.2 Quelques résultats en matière de sûreté.....	77
2. Le contrôle de la sûreté à l'Atomic Energy Authority .....	79
2.1 Les évolutions dans l'organisation du contrôle de la sûreté .....	79
2.1.1 Des origines à 1990.....	79
2.1.2 La rupture de 1990.....	79
2.1.3 L'organisation actuelle .....	80
2.2 Quelques estimations de résultats en matière de sûreté.....	81
D. La coopération franco-britannique .....	81
1. La coopération intergouvernementale.....	82
2. La coopération des autorités de sûreté et de sécurité .....	82
2.1 La coopération entre le NII et la DSIN .....	82
2.2 La coopération vue du côté du SCPRI .....	83
3. La coopération dans le domaine industriel .....	84
3.1 Les liens entre EDF et le secteur électronucléaire britannique.....	84
3.2 La Cogema au Royaume Uni.....	85
3.3 Framatome .....	85
4. La coopération dans le domaine de la recherche .....	86
<b>Chapitre II : Choses vues en Allemagne.....</b>	<b>89</b>
A. Le « consensus énergétique » : de l'espoir à l'échec.....	89
1. Le contexte du débat autour du « consensus » .....	89

1.1 Les déboires politico-administratifs des électriciens allemands.....	89
1.2 Les manœuvres politiques et industrielles autour de la politique énergétique et nucléaire.....	90
2. Le tournant de l'hiver 1992-93.....	92
2.1 La relance du débat sur le consensus (décembre 1992).....	92
2.2 La recherche du consensus pendant l'année 1993.....	92
2.3 L'échec de l'automne 1993.....	94
3. Le consensus, une utopie ?.....	95
3.1 La division des parties en présence.....	95
3.2 Discussion ou poker menteur ?.....	96
<b>B. Le démantèlement en Allemagne.....</b>	<b>97</b>
1. Le cadre général du démantèlement.....	97
1.1 Les responsabilités des parties en présence.....	97
1.2 Les entreprises présentes sur le marché du démantèlement.....	97
2. Les aspects financiers du démantèlement.....	98
2.1 Les coûts du démantèlement.....	98
2.2 L'implication financière de l'État.....	98
2.2.1 La prise en charge du démantèlement des réacteurs « publics ».....	98
2.2.2 Le soutien à la recherche en matière de démantèlement.....	99
3. Les chantiers du démantèlement.....	99
3.1 Panorama des différents chantiers.....	100
3.1.1 La centrale de Gundremmingen.....	100
3.1.2 La centrale de Lingen.....	100
3.1.3 le réacteur MZFR.....	100
3.1.4 La centrale de Kahl (VAK).....	100
3.1.5 La centrale pilote AVR.....	100
3.1.6 Le réacteur THTR-300.....	101
3.2 Le démantèlement du réacteur de Niederaichbach.....	101
3.2.1 Présentation générale.....	101
3.2.2 Le déroulement des opérations.....	101
<b>C. Le Registre fédéral de Protection radiologique.....</b>	<b>103</b>
1. Les principes de la protection radiologique en Allemagne.....	103
2. Le Registre fédéral de radioprotection.....	104
2.1 Contexte général de création.....	104
2.2 L'organisation et le fonctionnement prévu du Registre fédéral.....	105
2.3 L'insertion du Registre dans une refonte globale du système de protection radiologique.....	106
<b>DEUXIÈME PARTIE :</b>	
<b>LE FONCTIONNEMENT DU CONTRÔLE.....</b>	<b>107</b>
<b>Chapitre I : Le contrôle de la sûreté des transports de matières radioactives.....</b>	<b>109</b>
<b>A. La nécessité d'une approche internationale pour la sûreté des transports de matières radioactives.....</b>	<b>110</b>
1. Les transports de matières radioactives.....	110
1.1 Présentation générale.....	110
1.2 Les transports de matières radioactives en France.....	111
1.2.1 Les flux de matières radioactives liés au cycle du combustible.....	111
1.2.2 Les flux de radio-isotopes.....	117
1.2.3 Les transports de gammagraphes industriels.....	118
1.2.4 La vision spécifique du gestionnaire des déchets radioactifs.....	118
2. La « réglementation » internationale pour la sûreté des transports.....	118
2.1 Les principes de base de la réglementation.....	118
2.1.1 Le rôle central de l'AIEA, dans l'élaboration de la réglementation.....	118

2.1.2	Les risques liés au transport des matières radioactives .....	121
2.1.3	Une réglementation fondée sur la prévention des dommages sanitaires.....	121
2.1.4	Les deux piliers de la réglementation .....	122
2.2	L'organisation générale du Règlement.....	123
2.2.1	La définition d'une typologie des colis .....	123
2.2.2	Les prescriptions techniques applicables aux colis .....	125
2.2.4	Les épreuves de résistance .....	128
2.2.5	Les prescriptions complémentaires .....	130
2.3	Les principales innovations de la version de 1985 amendée en 1990 .....	132
2.3.1	Les améliorations apportées au calcul des activités de référence A1 et A2.....	132
2.3.2	L'introduction d'une assurance de la qualité.....	133
2.3.3	Quelques autres modifications.....	134
2.4	En pratique, que sont les colis de matières radioactives ? .....	134
3.	Les actions complémentaires de l'AIEA pour la sûreté des transports.....	135
3.1	La coopération technique .....	135
3.2	La recherche et développement sur la sûreté en matière de transport .....	136
3.3	Les bases de données relatives au transport .....	137
<b>B. Le système français de contrôle de la sûreté, la protection et la sécurité des transports de matières radioactives .....</b>		<b>138</b>
1.	L'organisation de la sûreté chez les industriels.....	138
1.1	La concentration des acteurs opérant sur le cycle du combustible .....	138
1.1.1	Cogema .....	138
1.1.2	Transnucléaire .....	139
1.1.3	NTL (Nuclear Transport Ltd) .....	142
1.2	La nécessaire implication des « expéditeurs de matières » pour les autres créneaux .....	145
1.2.1	Les politiques des « expéditeurs de matières » .....	145
1.2.2	Ce que voient certains transporteurs.....	148
2.	Les autorités de sûreté pour le transport de matières radioactives.....	150
2.1	La réglementation du transport des matières radioactives applicable en France.....	150
2.1.1	Panorama général des textes applicables.....	150
2.1.2	Quelques précisions sur le RTMD.....	151
2.2	Un unique Ministère pour une « autorité compétente » éclatée.....	154
2.2.1	La Direction des Transports terrestres, pivot de l'autorité.....	154
2.2.2	La Direction générale de l'Aviation civile .....	155
2.2.3	La Direction des Ports et de la Navigation maritimes .....	156
2.3	L'IPSN : un appui technique omniprésent .....	156
2.3.1	Le soutien à l'autorité compétente .....	156
2.3.2	La réalisation d'études de sûreté .....	157
2.3.3	Le suivi des études menées à l'étranger.....	161
2.3.4	L'organisation et les moyens de l'IPSN consacrés à la sûreté des transports .....	162
2.4	Les situations de crise .....	163
2.5	La protection physique des matières nucléaires au service de la sûreté des transports.....	163
2.5.1	Une destination différente, qui concourt cependant à la sûreté du transport .....	163
2.5.2	Présentation sommaire de la loi du 25 juillet 1980.....	165
2.5.3	Les dispositions visant à la protection des transports.....	166
3.	Les incidents et accidents de transports de matières radioactives en France .....	168
3.1	Les statistiques d'incidents et d'accidents : chiffres et problèmes .....	168
3.2	Quelques exemples d'accidents ou incidents en France .....	170
3.2.1	L'accident de Montpellier (21 septembre 1983).....	170
3.2.2	L'accident du Mont-Louis (25 août 1984).....	170
3.2.3	La perte d'une source de cobalt (1985) .....	171
3.2.4	Incident à l'aéroport de Roissy (2 février 1987).....	171
3.2.5	L'incident sur l'emballage SV 27 (19 mars 1987) .....	172
3.2.6	L'accident de circulation de Lailly en Val (15 juin 1987) .....	172
3.2.7	L'exposition d'un réceptionniste (23 juillet 1990) .....	173

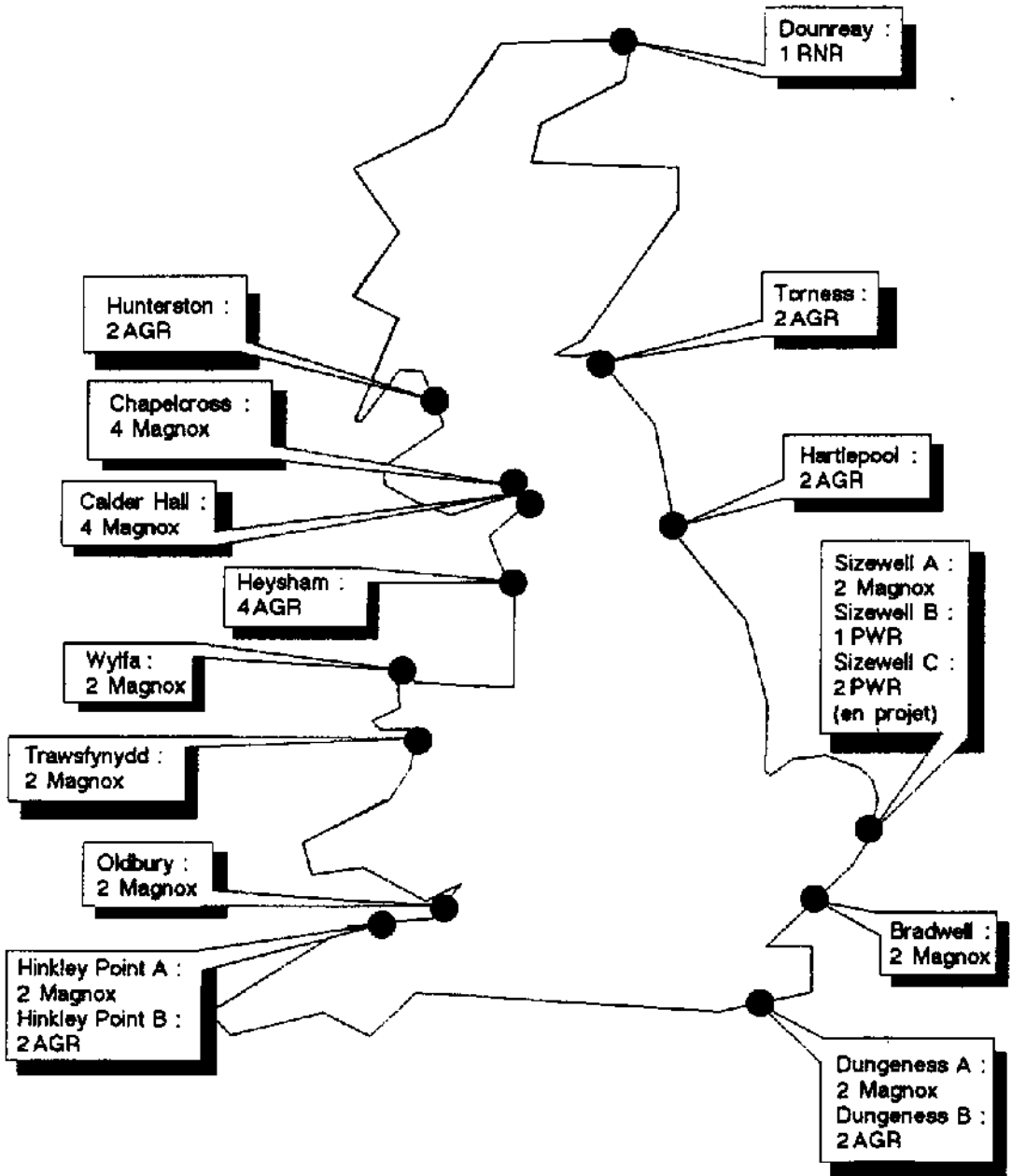
3.2.8 Autres incidents liés directement ou indirectement au transport .....	173
3.3 L'expérience française comparée à celle de ses partenaires .....	174
<b>C. Quelques questions d'importance pour l'avenir de la sûreté des transports de matières radioactives.</b> .....	174
1. La pertinence contestée des épreuves-test imposées par le Règlement AIEA .....	174
1.1 Les transports maritimes sur la scellote .....	175
1.1.1 La participation de Greenpeace International aux travaux de l'OMI .....	175
1.1.2 L'argumentaire de Greenpeace International .....	176
1.1.3 L'examen de cet argumentaire par les instances compétentes .....	181
1.1.4 Une intervention utile, mais dont le manque de rigueur scientifique sape la crédibilité .....	182
1.2 Vers une évolution fondamentale de la philosophie de l'AIEA ? .....	189
1.2.1 Le problème du transport aérien de matières radioactives .....	189
1.2.2 Le code INF de l'OMI .....	190
1.2.3 Les interventions de l'IPSN .....	191
1.2.4 Pour une interprétation saine de la « philosophie » de l'AIEA .....	191
2. L'impact éventuel de la CIPR 60 .....	192
2.1 Les modifications susceptibles de toucher aux paramètres radiologiques de base .....	192
2.1.1 Une nouvelle approche pour le calcul des limites d'activité A1 et A2 dans les emballages A .....	192
2.1.2 Exposition interne - valeurs de A1 et A2 .....	192
2.1.3 Prise en compte des nouvelles valeurs du facteur W <sub>L</sub> .....	193
2.2 Les modifications affectant les limites de dose .....	194
2.2.1 Pour l'exposition externe des travailleurs .....	194
2.2.2 L'abaissement des limites de dose pour le public .....	194
3. Quelles évolutions pour la réglementation ? .....	195
3.1 Un resserrement certain de l'état réglementaire autour de l'amont du cycle du combustible .....	195
3.1.1 La mise en évidence de certaines faiblesses .....	195
3.1.2 Un problème très sensible pour les industriels .....	196
3.2 Les évolutions du parc nucléaire français .....	197
3.2.1 Les problèmes posés par la généralisation du combustible Mox .....	197
3.2.2 Les grandes pièces contaminées issues des opérations de maintenance lourdes .....	198
En définitive, qu'est-ce que la sûreté des transports ? .....	199
<b>Chapitre II : La radioprotection des travailleurs extérieurs des centrales nucléaires. Suivi médical et suivi dosimétrique.</b> .....	201
<b>A. Les travailleurs extérieurs dans les centrales nucléaires : une dosimétrie trop importante pour un suivi souvent trop lâche.</b> .....	202
1. Quelques résultats de dosimétrie concernant les travailleurs extérieurs .....	202
1.1 Les résultats issus d'enquêtes et d'investigations générales .....	202
1.1.1 Les chiffres du SCPRI .....	202
1.1.2 Les chiffres fournis par EDF .....	203
1.1.3 ISOE, un outil indispensable pour une comparaison internationale .....	205
1.2 Les études ponctuelles .....	207
1.2.1 L'enquête INSERM sur des personnels de la centrale de Chinon .....	207
1.2.2 L'étude du Dr. Pille .....	209
1.2.3 L'étude « CIPR » de l'IPSN .....	214
2. Un suivi trop souvent inefficace pour les travailleurs extérieurs .....	215
2.1 L'enquête INSERM sur des personnels travaillant à la centrale de Chinon .....	216
2.1.1 Présentation générale, objectifs, méthodologie .....	216
2.1.2 Caractérisation de la population et de ses emplois .....	217
2.1.3 "Peut-on parler de suivi médical ?" .....	219
2.2 Voyage au royaume d'Ubu .....	221

2.2.1 Dans la lignée de l'étude INSERM.....	221
2.2.2 La mirifique et véridique histoire de Monsieur M. et Monsieur R.....	222
2.2.3 Salah B.S., Patrice T., Joé Z., Manuel G. et plusieurs autres.....	224
<b>B. Un exploitant mobilisé mais bridé dans ses initiatives .....</b>	<b>225</b>
1. La mobilisation de l'exploitant .....	225
1.1 Un exploitant qui va souvent au-delà de ce lui demande la réglementation .....	226
1.2 La politique menée au niveau central .....	228
1.2.1 La politique de formation des intervenants.....	228
1.2.2 L'amélioration du suivi dosimétrique .....	230
1.2.3 Le renforcement des relations avec les travailleurs et les entreprises .....	232
1.3 La politique mise en oeuvre au niveau des sites : le cas de Bugey .....	233
1.3.1 La centrale de Bugey.....	233
1.3.2 Les travaux effectués à l'occasion des visites décennales .....	234
1.3.3 La CIVAR .....	235
1.3.4 La politique affichée vis-à-vis des prestataires : le partenariat .....	236
1.3.5 Le point de vue des intéressés : divergences d'appréciation .....	238
1.3.6 L'équilibre ambigu entre partenariat et concurrence.....	239
2. Un exploitant bridé dans ses initiatives.....	240
2.1 Le blocage français autour de la notion de secret médical .....	240
2.1.1 Le système français de gestion de la dosimétrie réglementaire.....	240
2.1.2 L'affirmation du secret médical, ses conséquences et ses paradoxes .....	242
2.1.3 Une réglementation peu claire sur la question du secret médical .....	243
2.2 Vers une plus grande ouverture ?.....	246
2.2.1 Un système moins restrictif à l'étranger .....	246
2.2.2 La nécessité de maintenir ouvertes les options.....	247
2.2.3 Sortir de l'impasse ?.....	248
<b>C. Des dysfonctionnements profonds, qui nécessitent de reconsidérer le système de suivi des travailleurs .....</b>	<b>249</b>
1. La circulation de l'information : un problème fondamental.....	249
1.1 Améliorer le fonctionnement de ce qui existe déjà.....	249
1.1.1 Les améliorations matérielles.....	249
1.1.2 L'amélioration des procédures .....	251
1.2 Réfléchir à des modifications plus en amont.....	251
1.2.1 Quelques principes préalables .....	251
1.2.2 Quelle médecine du travail ?.....	252
2. L'absolue nécessité de maintenir une dosimétrie réglementaire .....	253
2.1 Les pouvoirs publics ne peuvent être dépossédés de leurs responsabilités .....	253
2.2 Pour une meilleure « compétitivité » de la dosimétrie réglementaire.....	254
<b>Chapitre III : Le dossier Superphénix.....</b>	<b>257</b>
<b>A. L'enquête publique sur Superphénix.....</b>	<b>257</b>
1. Déroulement et conclusions de l'enquête publique .....	257
1.1 Les origines de l'enquête publique .....	258
1.2 La déroulement de l'enquête publique .....	259
1.2.1 Cadre général et constitution de la Commission .....	259
1.2.2 Les travaux de la Commission d'enquête .....	260
1.3 Conclusions de l'enquête publique et rapport de la Commission d'enquête.....	265
2. Une enquête publique, pour quoi faire ? .....	268
2.1 La neutralité contestée de la Commission d'enquête.....	268
2.1.1 Une question d'importance .....	268
2.1.2 Les contestations portant sur la composition de la Commission .....	269
2.1.3 La contestation des travaux de la Commission .....	271
2.2 Quelle information pour le public ? .....	273
2.2.1 Quelques problèmes matériels : l'accès au dossier d'enquête .....	273



2.2.2 La composition du dossier soumis à enquête .....	275
2.3 Un redéploiement des enquêtes publiques ? .....	280
2.3.1 La commission d'enquête : interface, médiateur ou acteur ? .....	280
2.3.2 Quel cadre pour l'enquête publique ? .....	282
3. Interactions et répercussions sur l'instruction technique de sûreté .....	283
3.1 Enquête publique et instruction technique : de la séparation de corps à l'incontournable reconnaissance .....	284
3.1.1 Une réglementation qui différencie nettement les deux procédures .....	284
3.1.2 Les interactions incontournables entre les deux procédures .....	286
3.2 La lancinante question de l'expertise extérieure .....	289
3.2.1 L'ouverture du 16 décembre 1993 .....	289
3.2.2 Expertiser, sur quoi ? .....	290
3.2.3 Impliquer les Commissions locales d'Information .....	294
B. Quelle utilisation pour Superphénix ? Autour du rapport Curien .....	295
1. La nécessité d'une relecture du rapport Curien .....	295
1.1 Aux origines du rapport Curien .....	295
1.1.1 Le contexte d'élaboration du rapport Curien .....	295
1.1.2 Les conditions d'élaboration du rapport Curien .....	295
1.2 « Explication de texte » sur le rapport Curien .....	296
1.2.1 Le « mandat » du groupe de travail .....	296
1.2.2 Les cinq messages du rapport Curien, par M. Detraz .....	297
2. Un nouveau regard sur le rapport Curien .....	299
2.1 Que dit vraiment le rapport Curien ? .....	299
2.2 Le rapport Curien et le rapport Brettner-Donderer .....	301
2.3 L'optimisme raisonné du rapport Teillac .....	301
RECOMMANDATIONS .....	307
EXAMEN ET ADOPTION DU RAPPORT PAR L'OFFICE PARLEMENTAIRE .....	311
PERSONNALITÉS RENCONTRÉES .....	313
ANNEXE : Étude de l'Académie des Sciences .....	319

**LE ROYAUME UNI ET LA RÉPUBLIQUE  
FÉDÉRALE D'ALLEMAGNE EN 1993**



## CHAPITRE I

### LE ROYAUME UNI FACE AUX SEDUCTIONS DU « PRIVE »

Si proche de nous par la géographie, et très bientôt distant d'une « portée de tunnel » à peine, le Royaume Uni reste pourtant trop peu familier. C'est une constante, il me semble, des relations spéciales que le continent entretient historiquement avec la Grande île : une méconnaissance certaine du monde anglo-saxon et de ses particularités – pour ne rien dire de ses particularismes...

Au demeurant il est également vraisemblable qu'un tel travers est tout aussi largement répandu chez nos voisins d'Outre Manche à notre endroit.

Je dois reconnaître avec humilité que je n'échappe pas à cette règle commune. C'est en effet seulement à l'occasion du quatrième programme d'étude que je conduis sur « *le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires* » que j'ai décidé de me rendre au Royaume Uni, comme je l'avais fait en 1990 pour l'Allemagne, la Belgique, la Finlande et la Suède, ou en 1991 pour les États-Unis et le Japon dans le cadre plus spécifique de mes investigations sur les réacteurs du futur, ou ailleurs dans le monde.

Mais je reste persuadé qu'en toutes matières il n'est jamais trop tard...

#### A. LE PROGRAMME NUCLEAIRE BRITANNIQUE

L'histoire de l'énergie nucléaire et celle du Royaume Uni sont étroitement mêlées. Dans les années 30 le laboratoire de RUTHERFORD était à la pointe en matière de recherche fondamentale, et on doit à CHADWICK la mise en évidence du neutron en 1932. A la fin de 1940, après la dispersion de l'équipe française de JOLIOT-CURIE, KOWARSKI et VON HALBAN, l'Angleterre est la nation la plus avancée dans la recherche nucléaire.

Cependant la collaboration avec les États-Unis ne fut pas aussi fructueuse que ce qui était espéré, en raison de la nature essentiellement militaire des recherches menées durant cette période.

##### 1. DES DEBUTS AU RAPPORT FLECK

## 1.1 L'enthousiasme nucléaire

Dès avril 1945 le gouvernement britannique prend la décision d'engager un vaste programme de recherche et développement en matière d'énergie nucléaire. Un établissement spécifique est créé à cet effet en octobre 1945. La période est propice et le programme nucléaire bénéficie d'une priorité absolue dans les toutes premières années après la guerre. Se conjuguent en effet deux intérêts convergents : l'Angleterre est déterminée à obtenir l'arme nucléaire rapidement ; l'énergie nucléaire apparaît comme une source potentielle d'énergie abondante et particulièrement bien adaptée à la production d'électricité.

Les décisions se succèdent à un rythme rapproché : en janvier 1946 est annoncée une organisation pour la production d'énergie atomique, effective en février ; en mars 1946 est annoncée une usine de traitement de l'uranium ; en octobre 1946 un centre de radiochimie et radioéléments est créé à Amersham.

En mai 1947 le gouvernement décide de construire deux réacteurs refroidis à l'air destinés à la fabrication de plutonium. Ces réacteurs sont conçus selon le modèle de « pile » développé par FERMI en 1946 : ils utilisent de l'uranium métallique comme combustible, des blocs de graphite comme modérateur et de l'air en circuit ouvert pour évacuer la chaleur de réaction. Le projet se concrétise à Windscale, dans le Cumberland. Windscale 1 diverge en octobre 1950, Windscale 2 en juin 1951.

Parallèlement se poursuivent les réflexions sur la mise en oeuvre de l'énergie nucléaire à des fins civiles. Vers le milieu de 1953 la construction d'un réacteur à usage mixte est autorisée : il ne produira pas seulement du plutonium à destination militaire mais aussi de l'électricité destinée à être distribuée sur le réseau national.

Suite aux recherches effectuées par le centre d'Harwell sur différents concepts de réacteur, la décision est prise de continuer dans la filière graphite-gaz débutée à Windscale. Quatre réacteurs sont programmés à Calder Hall et quatre autres à Chapelcross. Ils utilisent un combustible en uranium naturel contenu dans des gaines faites d'un alliage de magnésium appelé Magnox, et sont refroidis par du gaz carbonique circulant sous pression en circuit fermé. Leur puissance est de 50 MW. Calder Hall 1 diverge en mai 1956 et est couplé au réseau en août. Les couplages des sept autres se succèdent jusqu'en mars 1960.

## 1.2 Windscale, 1957 : un tournant

### 1.2.1 L'accident de Windscale (octobre 1957)

Fondamentalement les réacteurs de Windscale sont constitués de blocs de graphite empilés formant un cylindre d'axe horizontal de 10 m de long et 15 m de diamètre. Il est percé d'environ 1500 canaux horizontaux où sont disposées les barres d'uranium naturel métallique gainées d'aluminium. En fonctionnement normal, des soufflantes aspirent l'air extérieur et le refoulent à travers les canaux vers une cheminée d'évacuation haute d'une centaine de mètres et garnie de filtres piégeant les particules radioactives.

Les réacteurs fonctionnent à basse température et le graphite s'y trouve à moins de 200°C. Or à ces températures le graphite est sujet à l'effet WIGNER, accumulation d'énergie dans le réseau cristallin, qui le rend instable. Un réarrangement spontané du réseau cristallin peut alors provoquer de brutales montées en température et porter le graphite à 1000 ou 1200°C. Or l'uranium métallique prend feu dans l'air à une température inférieure ; d'où un risque d'incendie si une gaine s'est rompue.

Pour se prémunir de ce danger, il convient de procéder à intervalles réguliers (environ tous les six mois) à un recuit du graphite : une élévation modérée de la température favorise la dissipation progressive et contrôlée de l'énergie emmagasinée par le graphite. Comme le réacteur n'est pas refroidi pendant cette opération, le recuit doit être effectué à très faible puissance.

Une telle opération débute sur le réacteur n° 1 le lundi 7 octobre 1957. Le lendemain, suite à une erreur d'interprétation, l'équipe de conduite croit que le recuit est incomplet et décide de recommencer les opérations, en augmentant temporairement la puissance du réacteur (toujours hors refroidissement). Les températures du graphite et de l'uranium s'accroissent alors progressivement mais fortement tout au long du 9 octobre. Pour refroidir le cœur l'opérateur déclenche en soirée une circulation d'air dans les canaux ; on ne sait pas encore que plusieurs gaines se sont rompues, mettant ainsi l'uranium directement au contact de l'air. On le sait en fait très rapidement, lorsqu'on constate sur les filtres des cheminées un pic de radioactivité à la fin de l'opération de refroidissement.

Dès lors les opérateurs sont placés devant une redoutable alternative : soit ils stoppent la circulation d'air, auquel cas le graphite continuera de s'échauffer, mettant ainsi en danger l'intégrité du réacteur ; soit ils tentent de ventiler le graphite pour le refroidir, auquel cas il ne faut pas espérer que s'éteigne le feu d'uranium.

C'est la seconde position qui est adoptée à plusieurs reprises dans la nuit du 9 au 10 octobre puis la matinée du 10. Devant la persistance des problèmes, une inspection visuelle du cœur du réacteur - acte courageux impliquant une très forte exposition - effectuée par deux ou trois personnes de la direction de la centrale permet de voir que plus de cent canaux sont en train de brûler.

L'impossibilité d'éteindre le feu avec du gaz carbonique étant avérée (l'uranium métallique brûle dans le CO<sub>2</sub> au-dessus de 800°C alors que certaines températures étaient localement très supérieures), on décide de noyer le réacteur sous l'eau le vendredi 11 octobre. Le noyage dure deux jours.

Bien entendu les principales controverses autour de l'accident de Windscale tiennent à l'estimation des éléments radioactifs rejetés dans l'atmosphère (malgré les filtres de cheminée) et des expositions externes ou internes reçues par le public. Dans une communication présentée à une conférence de la Société Nucléaire d'URSS en juin 1990, J.G. TYROR, directeur de la sûreté de l'AEA TECHNOLOGY, indique que *"il a été possible dans une première phase de rejeter la nécessité de prendre des mesures d'urgence fondées sur l'exposition externe ou interne, mais des mesures de l'iode contenu dans le lait produit localement ont rendu nécessaire la restriction de la collecte et de la*

*distribution de lait dans les zones avoisinantes. Ceci a permis de limiter la dose individuelle maximale reçue par le public au-dessous de 10 mSv. Il a également été estimé que l'équivalent de dose collective pour la population britannique et de l'Europe de l'Ouest était approximativement 2000 h.Sv. "*

Dans leur ouvrage *Les jeux de l'atome et du hasard*, J.P. PHARABOD et J.P. SCHAPIRA donnent quant à eux plusieurs indications :

- à 6 km sous le vent de Windscale, l'iode s'est déposé sur le sol à des concentrations allant jusqu'à un million de becquerels par m<sup>2</sup> ;
- 20 000 curies d'iode 131, 600 curies de césium 137 et 9 curies de strontium 90 ont été dispersés, ainsi que plusieurs autres radioéléments ; il est quasiment certain qu'une ou deux centaines de curies de polonium, élément extrêmement radioactif et radiotoxique, ont également été relâchées ;
- d'autres indications concernent des évaluations des débits de dose sous le nuage radioactif ainsi que des évaluations de cancers et décès radioinduits.

### **1.2.2 Le rapport FLECK**

L'accident de Windscale montrait ainsi que la compréhension des phénomènes physiques se produisant à l'intérieur d'un réacteur était rien moins que parfaite. Il montrait également que les dispositions visant à assurer la sûreté du fonctionnement de l'installation étaient inappropriées.

Le Premier ministre chargea alors A. FLECK de recommander quelles mesures devaient être prises pour remédier aux faiblesses patentées révélées au sein de l'organisme promoteur du nucléaire, l'UK ATOMIC ENERGY AUTHORITY. A. FLECK s'entoura de trois comités pour mener à bien cette tâche.

Le rapport FLECK, publié en 1957-1958, contenait un certain nombre de recommandations relatives à des questions techniques, aux structures et aux hommes. Deux points s'en dégagèrent, qui devaient avoir un impact majeur sur la façon dont le contrôle de la sûreté allait évoluer :

- le rapport recommandait que l'ATOMIC ENERGY AUTHORITY établisse d'urgence une structure interne dévolue à la sûreté et la protection de la santé ("*health and safety*"), forte et semi-indépendante ; un tel département fut formé en juillet 1959, et sa fonction principale était de fournir à la hiérarchie supérieure de l'AEA un avis indépendant sur la politique de sûreté et sécurité à mettre en œuvre pour l'évaluation et l'inspection des réacteurs et usines exploités par l'AEA ;
- le rapport attirait aussi l'attention sur l'absolue nécessité de renforcer la coordination des multiples départements ministériels impliqués dans le contrôle de la protection contre les rayonnements ; plus tard dans la même année, le gouvernement annonça que l'industrie nucléaire civile serait contrôlée par un système de licence-autorisation et d'inspection.

## 2. LE DEVELOPPEMENT DU PROGRAMME ELECTRONUCLEAIRE

### 2.1. Deux filières pour la production d'électricité

#### 2.1.1 Les réacteurs Magnox

Pour faire face à la demande prévue d'électricité, le gouvernement britannique proposa dès 1955 dans un Livre blanc un programme de 1500 à 2000 MW de centrales dérivées du modèle de Calder Hall, le programme Magnox.

Neuf centrales de deux réacteurs jumelés furent mises en service entre 1962 et 1971, soit une puissance installée de 4800 MW au total. Chacune était un perfectionnement de la précédente : augmentation de la pression du gaz carbonique de 9 bars à Berkeley jusqu'à 27 bars à Wylfa, augmentation concomitante de la puissance unitaire d'un réacteur de 138 MW à 590 MW.

Les réacteurs d'Oldbury, couplés au réseau en 1968, marquèrent une étape décisive. Jusque là le coeur du réacteur seul était enfermé dans une enveloppe métallique, le caisson, et le gaz carbonique qui extraisait la chaleur des éléments combustibles était relié par de grosses tuyauteries aux échangeurs extérieurs où il vaporisait l'eau qui actionnait les turbines.

A partir d'Oldbury, les échangeurs furent intégrés à l'intérieur même du caisson, autour du coeur, et le caisson métallique fut remplacé par un caisson en béton précontraint, seule solution économique pour les puissances, donc les dimensions atteintes.

#### 2.1.2 Les réacteurs AGR

Cependant les réacteurs de type Magnox sont limités en performance par l'usage d'uranium sous forme métallique dans les éléments combustibles : la température au coeur de l'élément doit impérativement rester en deçà de 650°C, car l'uranium change alors de système cristallin avec déformation de la maille du réseau, donc risque de fragilisation, voire fissuration de l'aiguille combustible ; d'autre part l'usage de l'alliage Magnox limite la température de gaine à 420°C.

C'est pour s'affranchir des limitations précédentes que dès 1962 les Britanniques mirent en service un réacteur prototype AGR (*Advanced Gas Reactor*) de 32 MW électriques. Installé à Windscale, il utilisait de l'uranium enrichi, sous forme d'oxyde gainé d'acier inoxydable. En dehors du combustible la structure du réacteur restait identique dans sa conception générale à celle des Magnox : empilement de graphite percé de canaux verticaux pour le combustible, chargement et déchargement en marche, refroidissement par du gaz carbonique sous pression.

Une série de réacteurs de 660 MW jumelés deux à deux fut alors lancée. Le démarrage se heurta à des difficultés de construction et de mise au point, et la première tranche industrielle AGR à entrer en service fut Hinkley Point B en 1976, avec plusieurs années de décalage sur les prévisions initiales.



En effet l'augmentation de la pression du gaz carbonique (jusqu'à 43 bars) et celle de la température (près de 550°C) entraînent de difficiles problèmes de vibrations, de corrosion de matériaux et de calorifugeage du béton. Par ailleurs le partage des commandes entre trois groupes industriels qui devaient amortir chacun leurs propres études de mise au point entraînait une certaine dispersion des efforts.

### *2.1.3 Les technologies marginales*

Un réacteur à haute température de 20 MW thermiques installé à Winfrith fut construit dans le cadre de l'OCDE. Il utilisait un combustible très enrichi associé à du carbure de thorium dans un empilement de graphite, avec de l'hélium comme fluide de refroidissement, à une température comprise entre 350°C et 750°C. Depuis 1976 les recherches ont cessé sur ce prototype.

Le répertoire mondial des centrales nucléaires édité par le CEA mentionne également un autre réacteur construit à Winfrith, modéré à l'eau lourde et refroidi à l'eau légère. D'une puissance de 92 MW électriques, il a été mis en service en 1967 et découplé du réseau en septembre 1990. Il s'agissait d'un prototype pour une filière de réacteurs 625 MW électriques dont quatre exemplaires étaient projetés en Angleterre et deux en Écosse. Commandés en 1975, tous ont été annulés en janvier 1978.

Par ailleurs la filière rapide est également présente au Royaume Uni, sur le centre de recherches de Donreay en Écosse. Le réacteur DFR (*Demonstration Fast Reactor*), d'une puissance de 15 MW thermiques et 13 MW électriques, a été couplé au réseau d'octobre 1962 à mars 1977. Puis le réacteur PFR (*Prototype Fast Reactor*), d'une puissance de 254 MW électriques a été couplé au réseau en février 1975 ; son arrêt définitif est prévu pour le printemps 1994, faute du financement y afférent accordé par le gouvernement.

Enfin le producteur anglais d'électricité nucléaire, NUCLEAR ELECTRIC, a choisi de s'orienter désormais dans la voie des réacteurs à eau pressurisée, similaires aux réacteurs français, avec le projet de centrale de Sizewell B, qui devrait déboucher très prochainement.

## **2.2 Autour de l'électronucléaire, l'industrie du cycle et les constructeurs**

### *2.2.1 Le cycle du combustible*

Springfields est le coeur historique de l'industrie britannique du cycle du combustible : là fut construite la première installation de traitement de l'uranium à partir de 1946.

Aujourd'hui la compagnie BNFL est l'entité chargée de mettre en oeuvre de façon industrielle toutes les étapes du cycle du combustible. Constituée en 1971 sous la forme d'une société commerciale, elle a reçu toutes les activités liées au cycle du combustible précédemment menées par le Groupe de production de l'AEA, ainsi que les biens, droits et obligations connexes. En compensation de ce transfert, des actions de la compagnie BNFL ont été remises à l'AEA.

BNFL relève de la tutelle du Secrétaire d'État chargé de l'Énergie mais peut avoir des actionnaires privés dans la limite de 50% de son capital. Suite à la loi de 1981 relative à l'énergie atomique et à l'un de ses arrêtés d'application, les actions BNFL détenues par AEA ont été transférées au Secrétaire d'État chargé de l'Énergie.

Le siège de la compagnie se trouve à Risley, mais BNFL dispose de trois sites correspondant à ses trois activités principales :

- la Division du combustible, située à Springfields, extrait et purifie l'uranium à partir des concentrés uranifères importés ; en outre elle fabrique des éléments combustibles ;
- la Division de l'enrichissement est installée à Capenhurst ; elle exploite une installation d'enrichissement par diffusion gazeuse, qui fournit l'uranium enrichi nécessaire au programme nucléaire britannique ; par l'intermédiaire d'une filiale commune avec des partenaires néerlandais et allemands (URENCO), elle exploite une installation d'enrichissement par centrifugation, qui fournit de l'uranium enrichi à des clients britanniques et étrangers ;
- la Division du retraitement est implantée à Sellafield-Windscale, pôle de développement nucléaire similaire à Marcoule en France ; elle est responsable de l'installation de retraitement qui s'y trouve, ainsi que de l'exploitation des centrales de Calder Hall et Chapelcross ; l'usine a une capacité de 1500 tonnes par an, destinée au retraitement des combustibles Magnox et AGR ; c'est sur ce site qu'est implantée la nouvelle usine THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*), dont la procédure de démarrage arrive à sa fin et qui a fait couler beaucoup d'encre, y compris dans les greffes des tribunaux.

En amont de cette compagnie, il convient de noter que la société RTZ possède des parts de mines d'uranium.

En aval la société NIREX (*Nuclear Industry Radioactive Waste Executive*), qui n'avait pas à l'origine la personnalité juridique, a été créée en 1982 par l'AEA, BNFL, le CEGB (*Central Electricity Generation Board*, ci-devant société nationale d'électricité) et l'Office central d'Électricité pour l'Écosse du sud. NIREX a été établie dans un double but :

- fournir aux organismes concernés un mécanisme leur permettant de satisfaire à leurs obligations dans le domaine de la gestion des déchets ;
- exécuter leurs travaux dans le cadre d'un plan d'ensemble.

Les déchets de faible activité, à courte ou moyenne période, sont stockés dans le centre de Drigg, près de Sellafield. Un atelier de conditionnement des déchets de moyenne activité et à longue période a été construit. Enfin NIREX projette un stockage souterrain de ces déchets et des déchets de haute activité près de Sellafield ; certains travaux de forage ont commencé mais les travaux suivent un rythme assez cahotique, au gré des suspensions diverses décrétées par certaines autorités locales.

## 2.2.2 Les constructeurs nucléaires : du pluriel au singulier

L'industrie nucléaire britannique est désormais rassemblée sous la tutelle de NNC (*National Nuclear Corporation*). J'ai parlé plus haut du processus industriel qui avait été choisi pour le programme Magnox, fondé sur un appel systématique à la concurrence entre plusieurs fournisseurs. En raison de l'attraction qu'exerçait à l'époque la mise en route d'un tel programme, et au vu des perspectives prometteuses qui semblaient se présenter, de nombreuses entreprises britanniques ont voulu « avoir une part du gâteau » et être impliquées dans la conception, la fabrication et l'équipement de ces réacteurs.

Ces compagnies formèrent ainsi cinq consortiums concurrents pour répondre aux appels d'offres, qui se virent attribuer chacun quelque portion du travail. D'où le fait que chaque centrale Magnox est pratiquement un spécimen unique.

Au tournant des années soixante, alors qu'il devenait évident que le programme nucléaire ne répondrait pas à tous les espoirs qui avaient été placés en lui, il se produisit une vague de fusions et concentrations au sein des consortiums. NNC est l'aboutissement de ce processus.

La société, fondée en 1973, rassemble à son capital l'AEA, GEC (*General Electric Company*), et les *British Nuclear Associates, Ltd*, représentant des sociétés s'occupant de construction nucléaire. En 1977 le Secrétaire d'État chargé de l'Énergie a été habilité à assumer, avec le consentement du Trésor, et sur les crédits votés par le Parlement, toute dépense nécessaire à l'acquisition d'actions de NNC par la Couronne.

## 2.3 Le parc électronucléaire britannique

### 2.3.1 Constitution et caractéristiques du parc

14 réacteurs AGR (dans 7 centrales), 22 réacteurs Magnox dans 9 centrales et un réacteur à neutrons rapides (bientôt arrêté) forment le parc électronucléaire actuel du Royaume Uni. La centrale de Sizewell B devrait diverger dans le courant de l'année 1994.

Tous ces réacteurs sont implantés sur des sites côtiers.

Les tableaux suivants décrivent la situation au 31 décembre 1992. Ils sont extraits du précieux opuscule publié par le CEA sur *Les centrales nucléaires dans le monde*.

### *Centrales arrêtées (ordonnées suivant les dates de sortie du réseau)*

RÉACTEUR	FILIÈRE	PUISSANCE	COMMANDE	TRAVAUX	COUPLAGE	SORTIE	EXPLOITANT
DFR Dounreay	RNR	15/13	1955	1955	10.1962	03.1977	UK AEA
AGR Windscale	AGR	41/32	1958	1958	02.1963	04.1981	UK AEA
Berkeley 2	Magnox	166/138	1956	1957	11.1962	11.1988	CEGB
Berkeley 1	Magnox	166/138	1956	1957	06.1962	03.1989	CEGB
Hunterston A-2	Magnox	169/150	1956	1957	06.1964	12.1989	SSEB
Hunterston A-1	Magnox	169/150	1956	1957	02.1964	03.1990	SNL
SGHWR Winfrith	(1)	100/92	1963	1963	12.1967	09.1990	AEA Techn.

(1) refroidi à l'eau légère, modéré à l'eau lourde ; PUISSANCE : brute/nette ; SORTIE du réseau

AEA Technology est le nom commercial actuel de UK AEA  
SSEB : *South of Scotland Electricity Board* ; SNL = *Scottish Nuclear Ltd*, successeur de SSEB

*Centrales en fonctionnement*

RÉACTEUR	FILIERE	PUISSANCE	COMMANDE	TRAVAUX	COUPLAGE	MSI	EXPLOITANT
Bradwell 1	Magnox	186/163	1956	1957	07.1962	08.1962	NE
Bradwell 2	Magnox	186/163	1956	1957	11.1962	12.1962	NE
Caldar Hall 1	Magnox	60/50	1953	1953	08.1956	10.1956	BNFL
Caldar Hall 2	Magnox	60/50	1953	1953	02.1957	03.1957	BNFL
Caldar Hall 3	Magnox	60/50	1955	1955	03.1959	04.1959	BNFL
Caldar Hall 4	Magnox	60/50	1955	1955	04.1959	05.1959	BNFL
ChapelCross 1	Magnox	60/50	1955	1955	02.1959	03.1959	BNFL
ChapelCross 2	Magnox	60/50	1955	1955	05.1959	08.1959	BNFL
ChapelCross 3	Magnox	60/50	1955	1955	11.1959	12.1959	BNFL
ChapelCross 4	Magnox	60/50	1955	1955	01.1960	03.1960	BNFL
PFER Dounreay	RNR	270/254	1966	1966	02.1975	08.1976	AEA Techn.
Dungeness A-1	Magnox	285/276	1960	1960	09.1965	12.1965	NE
Dungeness A-2	Magnox	285/276	1960	1960	11.1965	12.1965	NE
Dungeness B-1	AGR	660/600	1965	1966	04.1983	04.1985	NE
Dungeness B-2	AGR	660/600	1965	1966	12.0985	05.1989	NE
Hartlepool 1	AGR	660/626	1968	1968	08.1983	05.1989	NE
Hartlepool 2	AGR	660/626	1968	1968	10.1984	05.1989	NE
Heysham A-1	AGR	660/624	1970	1970	07.1983	05.1989	NE
Heysham A-2	AGR	660/624	1970	1970	10.1984	05.1989	NE
Heysham B-1	AGR	660/620	1978	1980	07.1988	05.1989	NE
Heysham B-2	AGR	660/620	1978	1980	11.1988	05.1989	NE
Hinkley Point A-1	Magnox	330/278	1957	1957	02.1965	05.1965	NE
Hinkley Point A-2	Magnox	330/278	1957	1957	03.1965	05.1965	NE
Hinkley Point B-1	AGR	660/621	1967	1967	10.1976	11.1976	NE
Hinkley Point B-2	AGR	660/621	1967	1967	02.1976	01.1977	NE
Hunterston B-1	AGR	623/575	1967	1967	02.1976	09.1976	SNL
Hunterston B-2	AGR	623/575	1967	1967	03.1977	09.1980	SNL
Oldbury 1	Magnox	313/300	1962	1962	11.1967	01.1968	NE
Oldbury 2	Magnox	313/300	1962	1962	04.1968	05.1968	NE
Sizewell A-1	Magnox	325/290	1960	1961	01.1966	03.1966	NE
Sizewell A-2	Magnox	325/290	1960	1961	04.1966	05.1966	NE
Torness PT-1	AGR	682/625	1978	1980	05.1988	03.1989	SNL
Torness PT-2	AGR	682/625	1978	1980	02.1989	05.1989	SNL
Trawsfynydd 1	Magnox	290/254	1959	1959	01.1965	02.1965	NE
Trawsfynydd 2	Magnox	290/254	1959	1959	02.1965	04.1965	NE
Wylfa 1	Magnox	670/590	1963	1963	01.1971	11.1971	NE
Wylfa 2	Magnox	670/590	1963	1963	07.1971	01.1972	NE

NE : Nuclear Electric ; SNL : Scottish Nuclear Ltd. ; BNFL : British Nuclear Fuels Ltd.

Au début du mois de mai 1993 NUCLEAR ELECTRIC a déposé officiellement une demande d'autorisation pour un projet de centrale Sizewell C dotée de deux REP 1300 MW. Son prédécesseur le CEBG avait obtenu précédemment un accord du gouvernement pour implanter un réacteur REP 1200 MW à Hinkley Point. A terme NUCLEAR ELECTRIC envisagerait de développer un parc de 6 à 8 REP.

NUCLEAR ELECTRIC a décidé en juillet 1993 de fermer définitivement la centrale de Trawsfynydd, dans le Pays de Galles. La société a en effet estimé impossible d'amortir financièrement le coût des améliorations exigées par l'autorité de sûreté sur la durée de vie restante estimée des réacteurs. Agés de 28 ans, leur conception spécifique fait que le caisson métallique de chaque réacteur est soumis à une fragilisation neutronique beaucoup plus élevée que sur les autres modèles Magnox à cuve métallique (Bradwell, Hinkley Point A, Dungeness A, Sizewell A) <sup>(1)</sup>.

Le risque provoqué par l'irradiation des soudures de cuve, connu dès le départ, a été jugé trop important à la fin de 1990. La centrale a été arrêtée en février 1991, puis en juin NUCLEAR ELECTRIC déposait une demande de redémarrage pour 6 mois. En février 1992, l'autorité de sûreté exprimait ses « réserves » et demandait de profondes

<sup>1</sup> Les centrales d'Oldbury et Wylfa sont dotées de caissons en béton précontraint.

modifications d'ingénierie et une diminution de 40% de la puissance de fonctionnement. La conjugaison de ces deux exigences a fait reculer l'exploitant, qui a préféré concentrer ses efforts financiers sur les autres réacteurs, après avoir quand même engagé dans les phases précédentes près de 10 M£ de dépenses.

### **2.3.2 Des performances apparemment peu flatteuses**

En 1992 <sup>(2)</sup>, d'après l'hebdomadaire *Nucleonics Week*, la production brute d'électricité nucléaire au Royaume Uni s'est élevée à 76 990 GWh environ. Rapportée à une capacité de production de 14 500 MW environ et à une durée annuelle de fonctionnement estimée à 8 900 heures, cela représente un facteur de capacité de 56,7%. Loin devant, la Finlande (89,2%), la Hongrie (86,6%), la Belgique (86,1%), l'Espagne (84,6%), la Suisse (84,2%), la Corée du Sud (84,0%) et les Pays-Bas (82,3%) forment, au-dessus de 80%, le peloton de tête.

Au regard des performances individuelles des réacteurs, il est à noter que le Royaume Uni n'en place aucun au palmarès des 50 meilleurs facteurs de capacité en 1992. En 1991 Hunterston B-2 se plaçait au 41<sup>ème</sup> rang, avec un facteur de capacité de 89,21% (contre 60,92% l'année précédente) alors que le leader, St Lucie 2 (États-Unis) était à 101,33%. Hunterston était le seul représentant britannique dans le tableau.

De même en 1990, Hunterston B-1 occupait la 21<sup>ème</sup> place avec 90,20% (56,17% l'année précédente), pour un leader japonais (Mihama 3) culminant à 99,98%. Il s'agissait également du seul réacteur britannique dans le palmarès des 50.

Ces performances plutôt modestes sont à replacer dans une perspective un peu plus longue. Elles sont sur une tendance d'amélioration continue depuis 1990 : le facteur de capacité avait alors chuté à 51,6% contre 55,1% l'année précédente. Il s'est progressivement redressé à 54,4% en 1991, 56,7% en 1992 et sur les onze premiers mois de 1993 il atteint près de 70%.

Les réacteurs AGR ont pulvérisé leurs records de production pendant le premier semestre de l'exercice 1993-1994 (avril-septembre) avec un facteur de disponibilité de 87%. Ils représentent une part de marché de 19% à eux seuls. Globalement NUCLEAR ELECTRIC obtient environ 25% du marché contre 20 à 21% ces dernières années.

Ces améliorations spectaculaires résultent d'une mobilisation de l'entreprise autour d'un nouvel impératif : la compétitivité.

## **3. LA COMPÉTITIVITE, NOUVELLE FRONTIÈRE DU NUCLEAIRE BRITANNIQUE**

La compétitivité est le passage obligé de l'industrie électrique britannique, et tout particulièrement de son secteur électronucléaire, depuis les bouleversements provoqués par la réforme de l'électricité de 1989-1990. Cette réforme, qui crée un marché de l'électricité soumis à la concurrence, a stimulé les efforts d'un exploitant qui doit désormais convaincre de sa viabilité financière à long terme.

---

<sup>2</sup> Les données concernant l'année 1993 toute entière ne sont pas encore disponibles.

### 3.1 La réforme de l'électricité de 1989-1990

#### 3.1.1 Philosophie de la réforme

C'est bien l'introduction de la concurrence qui est au coeur de la réforme de 1989. Il ne s'agit pas seulement de transférer un monopole du secteur public au secteur privé, bien que la mise en oeuvre d'une plus grande discipline financière et l'apparition d'une culture d'entreprise aient été également considérées comme des facteurs importants.

Il s'agit surtout, par la soumission à la discipline de marché d'activités jusqu'alors « protégées » par un statut de monopole naturel de plus en plus contesté, de redonner un avantage au consommateur.

Les principes fondamentaux de la réforme sont exposés dans un Livre Blanc publié par le gouvernement en 1988 :

- les décisions concernant l'offre d'électricité doivent être gouvernées par les besoins des consommateurs ;
- la concurrence est la meilleure garantie des intérêts du client ;
- la réglementation doit être conçue pour promouvoir la concurrence, surveiller les prix et protéger les intérêts des clients dans les domaines où un monopole naturel subsiste ;
- la sûreté et la sécurité des approvisionnements doivent être préservées ;
- les clients doivent se voir reconnaître de nouveaux droits et pas seulement des garanties ;
- tous ceux qui travaillent dans l'industrie [de l'électricité] doivent se voir offrir des enjeux directs pour leur avenir, de nouvelles opportunités de carrière et la liberté de conduire leurs affaires sans interférence de la part du gouvernement.

Un objectif immédiat consiste à réaliser un meilleur équilibre entre l'offre et la demande. Il était largement reconnu depuis longtemps que le secteur électrique britannique était dominé par les offreurs : il en résultait une inefficacité économique des décisions d'investissement en capital, dont les coûts étaient reportés sur les consommateurs captifs. Ceux-ci supportaient ainsi le risque économique décidé par le producteur.

Les premières actions doivent donc tendre à supprimer les barrières administratives à l'établissement de la concurrence et à restructurer l'industrie de façon à permettre un fonctionnement de marché. Le mécanisme imaginé, qui doit déboucher sur une meilleure allocation des ressources, est à trois étages :

- les consommateurs - et initialement les grands consommateurs - sont capables de comparer les prix qui leur sont proposés par les différents distributeurs, et peuvent donner leur clientèle à qui ils désirent ;

- les distributeurs, sous la pression de leurs clients finaux, sont amenés à examiner leur politique d'achat aux producteurs ;
- les producteurs doivent donc déterminer leur politique d'investissement avec une rigueur accrue.

Ainsi les décisions d'investissement importantes ne sont pas nécessairement assurées de trouver des débouchés auprès des distributeurs. Au bout du compte (et certainement après une longue période de transition) les décisions d'investissement sont commandées de façon croissante par les exigences des consommateurs. Le poids du risque d'investissement ne repose plus sur le consommateur mais sur ceux qui, dans l'industrie, prennent la décision d'investir.

### *3.1.2 Avant la réforme, une organisation centralisée*

Après la Seconde guerre mondiale, l'industrie britannique de l'électricité est progressivement nationalisée et centralisée : une Autorité centrale de l'électricité est mise en place en 1948. Ce mouvement débouche en 1958 sur la constitution du CEBG, CENTRAL ELECTRICITY GENERATION BOARD, placé sous la tutelle du Secrétaire d'État à l'Énergie.

Responsable de la gestion de ses propres affaires, le CEBG peut cependant recevoir des instructions d'ordre général du Secrétaire d'État à l'Énergie. Celui-ci doit également approuver les grands programmes d'investissement ainsi que les divers projets de centrales et de transport.

Le CEBG a pour mission de développer et maintenir un système efficace, coordonné et économique d'approvisionnement en électricité de toutes les parties de l'Angleterre et du Pays de Galles, ainsi que d'assurer la fourniture d'électricité aux douze Offices régionaux de l'électricité par l'intermédiaire du réseau de transport, en vue de la distribution aux consommateurs.

Parallèlement une loi de 1954 établit au 1<sup>er</sup> avril 1955 le SSEB, SOUTH OF SCOTLAND ELECTRICITY BOARD, responsable de la production et du transport de l'électricité dans le sud de l'Écosse ainsi que de sa distribution à plus d'un million et demi de consommateurs. Le SSEB est placé sous la tutelle du Secrétaire d'État chargé de l'Écosse. D'autres entreprises intégrées verticalement assurent les mêmes fonctions en Irlande du Nord (NORTHERN IRELAND ELECTRICITY) et dans le nord de l'Écosse (NORTH OF SCOTLAND HYDROELECTRIC BOARD).

Le CEBG est à l'origine de 95% environ de l'électricité produite en Angleterre et au Pays de Galles ; il est propriétaire et exploitant du réseau de transport et exploite également les interconnexions avec le réseau écossais et la France (ligne à courant continu pouvant transporter 2000 MW).

Sur l'ensemble du Royaume Uni, les centrales au charbon assurent environ 70% de la production, les centrales nucléaires 20%, les centrales au fuel 8% et les centrales hydrauliques 1% (aux arrondis près).

### 3.1.3 La réorganisation des structures

Au tournant de 1990 le CEGB a été divisé en quatre entreprises distinctes, dont trois sont responsables de la production d'électricité et une du transport.

La propriété des centrales à combustibles fossiles a été transférée à NATIONAL POWER et POWERGEN, entreprises privatisées en 1991. Les centrales nucléaires ont été transférées à NUCLEAR ELECTRIC, qui est restée dans le secteur public. Ces entreprises se font désormais concurrence dans la production.

L'exploitation, la maintenance et le développement du réseau de transport ont été dévolus à NGC, NATIONAL GRID COMPANY. La société a reçu à cet égard une licence *ad hoc* de 25 ans. Elle exploite également les interconnexions avec l'Écosse et la France ainsi que deux installations à accumulation par pompage. Par l'intermédiaire d'une société holding, NGC appartient aux douze entreprises régionales d'électricité.

Celles-ci reprennent les activités des douze organismes de distribution régionale : elles assurent la distribution et la vente aux consommateurs. Elles ont été privatisées dès 1990, mais sont soumises au statut spécial de « Distributeur public d'Électricité » (*Public Electricity Supplier*) qui se distingue par certaines obligations ou spécificités qui précisent le caractère public du service effectué, tenant compte de l'intérêt général de l'approvisionnement énergétique.

En Écosse la structure d'intégration verticale a été conservée. Deux nouvelles entreprises privées, SCOTTISH POWER et SCOTTISH HYDROELECTRIC sont chargées de la production, du transport et de la distribution de l'électricité. Elles se font concurrence pour l'approvisionnement du marché écossais et les exportations vers l'Angleterre. Les centrales nucléaires (Hunterston et Torness) sont exploitées par une troisième entreprise, SNL, SCOTTISH NUCLEAR LTD. Celle-ci vend son électricité aux deux autres entreprises. SNL est restée dans le secteur public.

Des dispositions sont adoptées pour favoriser l'émergence d'un véritable marché :

- les douze compagnies régionales de distribution d'électricité perdent leur monopole pour les clients dont la demande moyenne annuelle excède 1 MW ;
- les producteurs peuvent distribuer directement à des clients une certaine proportion de leur production ;
- un accès égal sur le réseau national est garanti à tout producteur indépendant ;
- tous les clients industriels ou commerciaux dont la demande excède en moyenne annuelle 1 MW peuvent choisir librement leur distributeur d'électricité.

Des dispositions transitoires permettent une adaptation progressive des différents acteurs au nouveau contexte. En particulier les compagnies de distribution conservent leur monopole de distribution pour les consommateurs particuliers jusqu'en 1998 et pour les consommateurs dont la demande est inférieure à 100 kW jusqu'en 1994.



### 3.1.4 L'institution d'un mécanisme de marché

Le mécanisme opère à deux niveaux : les échanges en gros et la distribution.

En Angleterre et au Pays de Galles est organisé un marché compétitif pour les échanges en gros, appelé *pool* et géré par NGC. Tous les échanges commerciaux se font par l'intermédiaire du *pool*. Celui-ci est exploité suivant des règles précises :

- les producteurs d'électricité soumettent un prix d'offre à 10 heures du matin au plus tard pour chaque groupe de turbo-alternateur qu'ils veulent mettre en service pendant chaque demi-heure de la journée suivante ;
- ces soumissions sont classées par NGC dans un ordre de mérite qui se base sur les prix offerts ;
- selon la demande prévue et les éventuelles contraintes subies par le système de transport, NGC décide de la programmation des centrales à mettre en service ;
- l'offre faite au prix le plus élevé détermine le « prix marginal du réseau » ;
- ce prix est payé à tous les producteurs d'électricité, et à ce prix vient s'ajouter un élément « capacité » ;
- tous les fournisseurs achètent leur électricité auprès du *pool* à un seul prix, qui est le prix d'entrée au *pool* ; à ce prix vient s'ajouter un élément pour couvrir les frais correspondant à la capacité de réserve, la disponibilité des matériels, les erreurs de prévision et les contraintes sur le transport.

L'effet de la volatilité des prix dans le *pool* est réduit du fait que les fournisseurs et les producteurs passent des contrats spéciaux destinés à stabiliser les prix et à faciliter leur prédiction.

Pour le marché de distribution, les douze entreprises régionales d'électricité et les deux entreprises écossaises ont une licence en tant que *Public Electricity Supplier* qui comporte plusieurs spécificités :

- la délivrance d'une seule licence de ce type est possible dans une même zone ; il y a donc correspondance univoque entre les zones géographiques où sont autorisées les Compagnies régionales et leur capacité à intervenir en tant que *Public Electricity Supplier* ;
- la licence donne à son détenteur l'obligation d'approvisionner tous les consommateurs de sa région dont la demande maximale est inférieure ou égale à 10 MW, à des prix contrôlés ; si la demande du consommateur excède 10 MW, il doit négocier un contrat à prix libre avec son distributeur ;
- la licence impose des dispositions tendant à favoriser le développement d'une production énergétique diversifiée (cf point 3.2.1).

Sous réserve d'avoir une licence adéquate, des distributeurs ou des producteurs peuvent se faire concurrence auprès des consommateurs dans n'importe quelle région.

En résumé, la volonté simultanée de développement de la concurrence et de sauvegarde du service public d'approvisionnement conduit à :

- la définition d'aires géographiques où des distributeurs à statut spécial ont obligation de servir les usagers ;
- la possibilité à tout distributeur ou producteur licencié d'intervenir dans d'autres zones géographiques que celle où il est autorisé ; cette concurrence est limitée jusqu'en 1994 aux consommateurs demandant plus d'1 MW, étendue jusqu'en 1998 à ceux demandant plus de 100 kW, totalement ouverte au-delà.

### 3.1.5 Les pouvoirs importants de l'autorité administrative

Malgré la privatisation des structures de gestion des activités liées à la production d'électricité, les pouvoirs qui peuvent être exercés par l'autorité publique dans le cadre du nouveau système restent particulièrement nombreux et importants.

1/ **La délivrance des licences.** Si la réforme a posé le principe du libre accès au marché de la production, elle n'en a pas moins subordonné cette activité à l'obtention d'une licence, qui définit les prescriptions auxquelles doit se soumettre le producteur demandeur. Alors que le texte de la loi portant réforme n'impose directement que des obligations fondamentales et peu nombreuses, le contenu de la licence peut être beaucoup plus directif et constituer par là même un moyen de re-réglementation.

Dans l'exercice de cette compétence de régulation, les autorités (le Secrétaire d'État chargé de l'Énergie ou le DGES, *Director General for Electricity Supply*) ont un pouvoir quasi discrétionnaire dans le cadre des objectifs fixés par la loi, visant à la protection des intérêts des consommateurs et à la sécurité de l'approvisionnement.

2/ **La surveillance du marché.** Elle est effectuée par l'OFFER (OFFICE OF ELECTRICITY REGULATION) et son directeur général le DGES. Celui-ci peut avoir un rôle très actif, surtout dans le domaine de la lutte contre les pratiques anti-concurrentielles : le directeur actuel est intervenu à plusieurs reprises depuis deux ans pour dénoncer le niveau trop élevé des prix de l'électricité et imposer dans certains cas une baisse des prix proposés par les producteurs.

## 3.2 Une réforme qui a dynamisé l'exploitant nucléaire

### 3.2.1 'fossil fuel levy' ou 'nuclear levy' ?

NUCLEAR ELECTRIC, constitué comme division du CEGB au 1<sup>er</sup> janvier 1990 puis en société le 31 mars 1990, a reçu l'héritage nucléaire du CEGB. La société a été écartée de la privatisation : la City avait manifesté son inquiétude sur la viabilité d'une industrie nucléaire privée. Au delà de la non rentabilité de l'exploitation des réacteurs, la principale incertitude portait sur les obligations financières pour la prise en charge du long terme : démantèlement, déchets...

Ces obligations financières sont actuellement estimées entre 8,3 et 9,2 milliards de livres (Mdf). Les revenus tirés de l'exploitation des réacteurs ne suffisent pas à couvrir peu à peu cette charge. D'ailleurs le résultat d'exploitation au sens strict reste négatif depuis la création de NUCLEAR ELECTRIC : on estime que le coût de production de l'électricité nucléaire est environ 30% plus élevé que celui des centrales au charbon.

Pour apporter une réponse financièrement satisfaisante à ce problème, le gouvernement a mis en place lors de la création de la société un mécanisme tendant à instituer une « solidarité » entre tous les producteurs.

Concrètement le mécanisme repose sur des transferts financiers entre distributeurs. Les *Public Electricity Suppliers* sont soumis à l'obligation de s'approvisionner en électricité produite à partir de combustibles non fossiles : c'est la NFFO (*Non Fossil Fuel Obligation*). Cette électricité est actuellement plus chère que celle produite à partir de combustibles fossiles.

Pour éviter une distorsion de concurrence entre les *Public Electricity Suppliers* et les autres distributeurs possédant une licence dans leur zone d'activité, une taxe de 11%, appelée officiellement *fossil fuel levy*, est imposée à ces derniers. La contribution est assise sur la quantité d'électricité d'origine fossile vendue par tous les distributeurs concernés ; elle agit donc comme une taxe sur la consommation d'énergie fossile et se retrouve en partie dans les factures des consommateurs.

Après son recouvrement la taxe est transférée vers les *Public Electricity Suppliers* proportionnellement à l'énergie non fossile qu'ils ont achetée. Le mécanisme correspond donc à un transfert des producteurs d'électricité d'origine fossile vers les producteurs d'électricité d'origine non fossile.

Dans les faits c'est donc NUCLEAR ELECTRIC qui recueille la quasi totalité des fonds recueillis (97%), le reste allant à BNFL (2%) et aux producteurs d'énergies renouvelables (1%). C'est pourquoi la taxe est universellement dénommée *nuclear levy*. Le principe même de cette taxe est bien sûr contesté, tant par les producteurs traditionnels, NATIONAL POWER et POWERGEN, qui y voient une concurrence déloyale alimentée par une subvention déguisée, que par les écologistes qui dénoncent la faiblesse des sommes recueillies par les producteurs d'énergie renouvelables.

Le mécanisme prévoit une diminution progressive du *nuclear levy* jusqu'à sa disparition complète en 1998. Celui-ci représente aujourd'hui près de la moitié du chiffre d'affaires de NUCLEAR ELECTRIC : 1,28 Mdf pour l'exercice 1992-1993, rapporté à un chiffre d'affaires total de 2,7 Mdf ; la société est donc obligée d'accroître de façon significative sa productivité pour assurer son équilibre financier d'ici cette échéance.

### 3.2.2 Des efforts spectaculaires pour la compétitivité de NUCLEAR ELECTRIC

Une action vigoureuse a été engagée en ce sens, et la compagnie a amélioré de façon impressionnante ses performances techniques, économiques et financières. L'effort a été porté dans quatre directions :

1/ **le chantier des économies** : c'est ici que le passage d'un mode de gestion public à un mode de gestion privé est le plus apparent. Tout d'abord NUCLEAR ELECTRIC a resserré ses critères de gestion : la compagnie s'est par exemple retirée depuis 1990 du marché de l'uranium enrichi, cessant ainsi d'approvisionner ses stocks de matières combustibles ; le CEGB avait en effet accumulé des stocks impressionnants, qui représentaient une immobilisation financière pesant sur l'équilibre des comptes et la trésorerie de l'entreprise. Ce n'est qu'au début du mois de décembre 1993 que NUCLEAR ELECTRIC a signé un nouveau contrat d'enrichissement : 130 000 tonnes par an obtenues auprès du consortium URENCO, soit 20% de ses besoins, à partir de 1995-1996.

La société a également engagé une politique vigoureuse et continue de réduction des effectifs : le nombre de salariés est passé de 14 300 à la constitution de la société à 9 400 environ projetés pour la fin de l'exercice actuel. Cela correspond à la suppression de 2 000 emplois pour l'exercice en cours, soit 15% de la main d'oeuvre employée.

Le mouvement général de réduction des coûts est amené à continuer dans les années qui viennent.

2/ **Le chantier de l'excellence technique** : l'équilibre à long terme de NUCLEAR ELECTRIC ne repose pas seulement sur la réduction des coûts mais aussi sur l'augmentation de la production et des parts de marché. Ceci implique une meilleure disponibilité des réacteurs, facteur d'autant plus important que dans l'industrie électronucléaire en général le coût marginal de la production d'électricité est très faible ; toute augmentation de la production vendue a un fort impact sur les performances financières *in fine*.

Les efforts de la compagnie sont triples :

- une meilleure gestion des arrêts pour rechargement du combustible pour les AGR : normalement tous les réacteurs AGR sont théoriquement conçus pour pouvoir être déchargés et rechargés en fonctionnement ; en pratique seul Hinkley Point B peut le faire, sous réserve d'une utilisation à 30% de sa puissance nominale ; les autres doivent subir un arrêt de quelques jours tous les six mois ; une meilleure planification des arrêts a conduit à une disponibilité de 100% des AGR pendant l'hiver 1992-1993 ; parallèlement NUCLEAR ELECTRIC travaille à réduire les problèmes techniques qui empêchent de procéder au rechargement continu (même au prix d'une limitation de la puissance dans un premier temps) ;
- une gestion très serrée pour les arrêts de maintenance : pour l'ensemble des AGR, les arrêts de maintenance ont représenté 76 semaine\*réacteur en 1992 contre 119 en 1991 ; les révisions de Wylfa 2 et Oldbury 1 ont duré respectivement 33 et 29 jours ; bien entendu il appartient à l'autorité de sûreté de vérifier que ces diminutions du temps de maintenance ne nuisent pas à la sûreté de l'installation ;
- une meilleure maîtrise des conditions d'exploitation, qui a entraîné une diminution des arrêts non programmés ;

3/ **L'aménagement raisonné de la réglementation** : une modification des contraintes réglementaires peut en effet induire des effets très fortement positifs sur les modes d'exploitation, donc les comptes économiques. Dans ce domaine, NUCLEAR ELECTRIC a milité dans plusieurs directions :

a. L'augmentation de la durée de vie des Magnox : les réacteurs Magnox les plus anciens ont désormais un âge approchant les trente ans. Or ces réacteurs sont amortis dans les comptes de l'entreprise sur une période de 30 ans. L'amortissement du capital étant désormais achevé, ne sont plus à prendre en considération dans le compte d'exploitation que les coûts directs de fonctionnement. Les vieux Magnox peuvent donc produire aujourd'hui une électricité très bon marché au regard des critères locaux, à environ 1,5 ou 2 *pence* par kWh.

Dans ces conditions il n'est pas étonnant que NUCLEAR ELECTRIC souhaite conserver en activité le plus longtemps possible ces réacteurs, sous réserve que le montant des travaux de maintenance - qui deviennent de plus en plus élevés avec l'âge de l'installation - puisse être récupéré sur la durée de vie prolongée estimée. Il s'ensuit donc des négociations avec l'autorité de sûreté sur l'ampleur des travaux nécessaires et les modalités de surveillance et d'exploitation des réacteurs.

J'ai parlé plus haut de la fermeture de Trawsfynydd, qui résulte d'un bilan économique final défavorable ; le CEBG avait fait de même pour Berkeley en 1989, pour les mêmes raisons. En revanche les deux réacteurs de Bradwell ont été autorisés en août et octobre 1992 à fonctionner au-delà de 30 ans sous réserve de l'achèvement sous quelques mois d'un programme de 12 M£ et d'un examen accru de l'état du graphite ainsi que de la fragilisation des soudures de cuve.

b. L'allongement de deux à trois ans du cycle réglementaire : le système britannique d'autorisation impose un arrêt réglementaire pour examen et maintenance tous les deux ans ; de tels arrêts sont coûteux pour l'exploitant puisqu'ils durent environ 10 semaines.

NUCLEAR ELECTRIC a déposé une demande de modification de cette exigence réglementaire dès 1990. L'autorité de sûreté a accédé pour la première fois à sa demande au mois d'août 1993, en autorisant la centrale d'Hartlopool à fonctionner selon un cycle de trois ans. Cette mesure a été accordée également à Heysham A en octobre 1993 et devrait être généralisée sous une douzaine de mois à tous les AGR ; NUCLEAR ELECTRIC peut en tirer quelques 20 M£ d'économies.

Là encore le contrôle de l'autorité de sûreté est essentiel : NUCLEAR ELECTRIC a ainsi dû faire la preuve que certains dispositifs difficiles à inspecter, qui nécessiteraient un arrêt de grande ampleur pour être examinés, peuvent opérer de façon fiable pendant l'extension accordée pour un an (tubes de chaudière, circulateurs de gaz...). La société a dû également procéder à l'installation d'équipements de surveillance.

c. La suppression de certaines limitations : diverses améliorations permettent à NUCLEAR ELECTRIC de lever des limitations imposées par l'autorité de sûreté. Par exemple Dungeness B a été autorisée à fonctionner au delà de 60% de sa puissance

nominale du fait de l'installation de nouveaux systèmes de protection du réacteur ; parallèlement Hartlepool a bénéficié d'une augmentation de puissance autorisée de 60 MW, ce qui génère un bonus de 0,25 M£ par semaine pour NUCLEAR ELECTRIC.

4/ Une plus grande présence commerciale : NUCLEAR ELECTRIC compte jouer sur plusieurs facteurs, à l'exportation et sur le marché interne.

a. Sur le marché interne, NUCLEAR ELECTRIC a présenté à la fin du mois de septembre 1993 une nouvelle orientation stratégique, qui consisterait à s'émanciper du *pool* électrique pour vendre directement sa production (au moins en partie) à certains consommateurs. NUCLEAR ELECTRIC vise plus particulièrement les grands consommateurs industriels capables d'avoir une demande relativement régulière.

NATIONAL POWER et POWERGEN ont déjà cette possibilité, qui est également ouverte à la majeure partie des petits producteurs indépendants - faute de quoi ceux-ci ne pourraient pas réunir le capital privé nécessaire à leur constitution.

La demande doit être examinée par l'OFFER, puis le Secrétaire d'État chargé de l'Énergie prendra la décision. Une telle initiative contribuerait à renforcer la concurrence sur le marché, alors que des protestations de plus en plus fréquentes émanent des industriels, qui dénoncent l'augmentation rapide des prix de l'électricité.

NUCLEAR ELECTRIC envisage de proposer à ses clients des contrats à prix fixes sur 15 ans. L'argument principal avancé pour justifier de telles conditions repose sur la stabilité plus grande du coût de production de l'électricité nucléaire par rapport aux combustibles fossiles.

Il semble bien que NUCLEAR ELECTRIC ait une carte à jouer sur le marché interne. En effet, alors que les experts craignaient au tout début des années 90 de voir apparaître une surcapacité de production à l'horizon 1995, il semble que cette perspective ne soit plus aussi probable. La progression annuelle estimée de la consommation d'électricité d'ici à l'an 2000 a été revue à la hausse; de +1,1% à +1,6% et on a pu noter en 1992 la fermeture de dix grandes centrales à charbon et l'annulation de cinq centrales à gaz. La marge de sécurité des producteurs, atteignant près de 60% en 1992, serait comprise entre 30 et 40% vers l'an 2000.

b. Sur les marchés extérieurs, NUCLEAR ELECTRIC cherche à valoriser ses compétences de producteur d'électricité et de concepteur de centrales. Cependant son expérience en ce domaine est limitée puisque NUCLEAR ELECTRIC n'a pas encore mis en exploitation son unique réacteur REP (Sizewell B) et que les réacteurs à gaz ne peuvent représenter un produit d'exportation attractif.

Ceci n'a pas empêché NUCLEAR ELECTRIC de présenter une offre conjointement avec Westinghouse pour le projet de quatrième centrale de Taïwan et de nourrir avec le constructeur américain quelque ambition en direction du marché coréen.

### 3.2.3 Des résultats flatteurs pour une stratégie à double détente

a. Une telle mobilisation ne pouvait pas ne pas porter ses fruits. Ceux récoltés par NUCLEAR ELECTRIC ont indubitablement un certain goût de réussite.

J'ai déjà présenté l'accroissement du taux de disponibilité, progressif depuis 1990 puis spectaculaire au cours de l'année 1992-1993. Une telle amélioration se reflète également dans les comptes de la société.

Ainsi l'exercice 1992-93 (du 1<sup>er</sup> avril au 31 mars) a vu la production augmenter de 15% (55 TWh livrés au réseau) et la part de marché passer à 21,6% contre 17,4% en 1990-91. Ceci représente 31% de la production nationale, puisque le Royaume Uni importe une part non négligeable de sa consommation. Dans le même temps le chiffre d'affaires passait de 1,15 Mdf à 1,4 Mdf et le bénéfice d'exploitation augmentait de 50% à près de 700 Mf (après prise en compte du *nuclear levy*).

Avant prise en compte du *nuclear levy* les performances financières sont moins brillantes puisque NUCLEAR ELECTRIC est toujours en déficit. Cependant celui-ci se réduit : il représente 118 Mf au premier semestre de l'exercice 1993-94 (avril-septembre 1993), contre 377 Mf un an plus tôt.

Le coût moyen du kWh est passé en conséquence de 5,1 p/kWh en 1989-90 à 4,1 p/kWh en 1991-92 puis 3,6 p/kWh en 1992-93 et 3,3 p/kWh sur le premier semestre 1993-94. Les coûts de production des AGR sont très inférieurs à ceux des Magnox puisqu'ils représentent en 1992-93 2,9 p/kWh seulement (3,5 p/kWh en 1991-92).

L'objectif de NUCLEAR ELECTRIC est de parvenir à l'équilibre financier hors *nuclear levy* pour l'exercice 1994-1995. Un deuxième objectif consiste à ramener le coût de production des réacteurs AGR à 2 p/kWh.

De son côté l'électricien écossais SCOTTISH NUCLEAR n'est pas en reste : son chiffre d'affaires augmente de 10% pour l'exercice 1992-93 et son bénéfice avant impôt passe de 13,7 M£ à 66 M£. 14 M£ ont été économisés grâce à la prolongation de la durée de vie de Torness. Le coût moyen du kWh est passé de 3,21 *pence* en 1991-92 à 2,98 *pence* en 1992-93 ; SCOTTISH NUCLEAR espère parvenir à 2,5 *pence* en 1994-95.

Pour atteindre cet objectif SCOTTISH NUCLEAR compte économiser également 45 M£ par le stockage à sec de ses combustibles usagés plutôt que le retraitement à Sellafield, ainsi que 55 M£ par l'augmentation à 80% du taux de disponibilité des quatre AGR et l'allongement de leur durée de vie (et d'amortissement).

b. Une telle mobilisation pour la compétitivité s'explique par la volonté affichée des dirigeants d'obtenir du gouvernement une privatisation rapide. Certes ce mouvement participe de l'engouement libéral qui a pris le monde anglo-saxon depuis bientôt quinze ans.

Mais surtout il s'inscrit dans une stratégie à double détente qui, au delà d'une simple privatisation d'ailleurs déjà inscrite dans le mode de gestion de la société, fait du transfert au secteur privé la clef d'une éventuelle relance du nucléaire au Royaume Uni.

En effet, après avoir trouvé le coût du nucléaire prohibitif, le gouvernement britannique a décidé lors de la privatisation partielle de 1989 d'arrêter toute construction de centrale nucléaire nouvelle jusqu'en 1994. Lorsque prendra fin à cette date ce moratoire de fait, il est fort douteux que les pouvoirs publics soient décidés à soutenir de leurs deniers la poursuite du programme de réacteurs à eau sous pression, entamé à Sizewell B.

Il est vrai que le gouvernement est prisonnier de deux « contraintes » : une contrainte d'ordre structurel, qui découle de l'idéologie libérale prégnante ; celle-ci à l'évidence conteste l'utilisation de deniers publics dans la construction et l'exploitation d'installations à caractère industriel ; une seconde contrainte est d'ordre conjoncturel, qui découle de la persistance des déficits publics <sup>(3)</sup> et limite les possibilités d'intervention budgétaire des pouvoirs publics, même si le gouvernement peut trouver d'autres modes de soutien que le financement direct.

Le triptyque compétitivité - privatisation - relance nucléaire s'impose donc de lui-même. NUCLEAR ELECTRIC doit convaincre - une fois réglée l'hypothèque des responsabilités financières de long terme - que la société est économiquement viable et dispose d'un certain avenir industriel. C'est pourquoi le salut réside dans Sizewell...

Le premier réacteur Sizewell B n'est certainement pas un modèle de compétitivité : il a coûté près de 3 Mdf pour une puissance électrique nette de 1185 MW ! C'est plutôt dans la combinaison Sizewell B - Sizewell C que NUCLEAR ELECTRIC veut trouver quelque raison d'espérer. Le coût de Sizewell C, qui comporterait deux réacteurs jumeaux de puissance comparable à Sizewell B, est estimé aujourd'hui à 3,5 Mdf.

Alors que le coût de production de Sizewell B est évalué à 4 p/kWh environ, Sizewell C pourrait parvenir à un coût moyen de 2,95 p/kWh. En effet, selon NUCLEAR ELECTRIC, la plus grande partie des coûts de conception et de mise au point a été passée sur Sizewell B. Pour faire ce calcul encourageant, NUCLEAR ELECTRIC s'appuie sur des hypothèses qui me semblent pour certaines assez optimistes : un coût de 3,5 Mdf, un taux de disponibilité de 85 %, un taux d'actualisation financière de 8 % et une durée de vie de 40 ans.

Parallèlement la construction éventuelle de Sizewell C permettrait à NUCLEAR ELECTRIC de maintenir ses capacités de production malgré l'arrêt progressif des plus vieux Magnox, prévu à partir 2002. Elle serait aussi un argument de poids pour SCOTTISH NUCLEAR pour entreprendre la construction d'une autre centrale REP à Hunterston, opérationnelle vers 2005.

Est-ce à dire que le nucléaire britannique est tiré d'affaire et que s'ouvrent - ou s'ouvriront bientôt - à lui des perspectives prometteuses ?

---

<sup>3</sup> Mais on peut se demander si sont vraiment de nature conjoncturelle des déficits publics qui perdurent depuis bientôt deux décennies (à l'exception du Royaume Uni justement, qui a connu plusieurs exercices excédentaires pendant la seconde moitié des années 80)...



Alors que le réexamen de la politique nucléaire promis d'abord pour 1993 puis aujourd'hui pour 1994 s'embourbe quelque peu dans les méandres ministériels <sup>(4)</sup>, le Secrétaire d'État à l'Énergie Tim EGOAR déclarait au mois de juillet dernier que les performances économiques et la sûreté seraient les clefs de cet examen.

Le passage de la filière graphite-gaz à la filière à eau sous pression doit nécessiter à l'évidence une attention soutenue de la part de l'autorité de sûreté.

## **B. L'AUTORITE DE SURETE AU ROYAUME UNI**

### **1. LES FONDEMENTS DU CONTROLE DE LA SURETE ET DE LA SECURITE NUCLEAIRES**

L'approche britannique de la sûreté des installations nucléaires est déroutante au premier abord en ce qu'elle établit en effet un lien très fort et quasi organique avec la sécurité.

Elle subordonne partiellement la notion de « sûreté », relative en premier lieu à l'installation envisagée sous son aspect technique, à celle de « sécurité » (et de santé), relative en premier lieu aux personnes, travailleurs ou public.

Une approche pragmatique et « humaniste » a ainsi gouverné l'établissement du système juridique correspondant.

#### **1.1 L'encadrement normatif**

Le réseau normatif qui définit les conditions de conception et d'exploitation des installations nucléaires repose à titre principal sur deux textes : le *Health and Safety at Work Act* de 1974 et le *Nuclear Installations Act* de 1965. D'autres domaines sont couverts par des textes spécifiques : gestion des déchets et effluents, transport de matières radioactives, sécurité et protection physique des matières nucléaires...

##### **1.1.1 La loi sur la Sécurité et la Santé au Travail, 1974**

a. Cette loi (*Health and Safety at Work Act* ou *HSW Act*) est le texte principal régissant aujourd'hui la santé et la sécurité au travail au Royaume Uni, incluant les installations nucléaires. Cette loi, d'une grande portée, codifie les principes fondamentaux pour la santé et la sécurité et établit des dispositions relatives à la sécurité des travailleurs et aux personnes du public qui pourraient être affectées par l'exploitation normale des installations ou les conséquences d'un accident.

La loi place une responsabilité d'ordre général sur les employeurs : ceux-ci doivent veiller à ce que les postes de travail soient sûrs et sans risque pour la santé, doivent faire

---

<sup>4</sup> Le Ministère de l'Industrie et du Commerce souhaiterait limiter l'exercice à l'étude de la possibilité pour les capitaux privés de s'investir dans le nucléaire en général et Sizewell C en particulier. Le Ministère de l'Environnement souhaiterait étendre l'examen à d'autres questions plus générales sur l'énergie nucléaire. Le Ministère du Trésor estime avoir son mot à dire de toute façon...

en sorte que l'installation et ses machines soient sûres et que des procédures de travail adéquates soient définies et mises en oeuvre. Ils doivent également faire en sorte que d'autres personnes ne soient pas exposées à des risques touchant à leur santé.

Bien entendu ces principes supposent la mise en oeuvre de dispositions d'ordre technique (équipements de protection...). Mais dans un mouvement qui me semble relever d'une certaine tradition anglo-saxonne, la loi impose également à l'employeur de concevoir et remettre à ses employés une déclaration, une charte sur la politique de sûreté dans l'entreprise et ses moyens d'application.

Parallèlement il est du devoir de chaque employé de prendre soin de sa santé et de sa sécurité au travail, ainsi que de celle des personnes qui pourraient être affectées par ses actes ou ses manquements.

Le HSW Act fait largement référence au concept ALARP (*As Low as Reasonably Practicable*). Mes interlocuteurs britanniques ont bien tenu à faire la différence avec le concept ALARA (*As Low as Reasonably Achievable*), utilisé plus fréquemment à l'étranger et sur la scène internationale ; je reconnais cependant avoir quelque mal à saisir l'intégralité de la nuance. Le concept de « praticabilité raisonnable » a été employé de longue date dans les lois du travail et a une reconnaissance jurisprudentielle depuis 1949 (*Edwards v. National Coal Board*).

La plupart des réglementations applicables aux employeurs en matière de sûreté et sécurité au travail sont prises en vertu et en application de cette loi. La plupart instituent des délégués de sécurité, désignés par les syndicats, et définissent les obligations des employeurs à leur égard. Ces délégués sont des points de contact ou des médiateurs entre les employés et leur employeur.

b. Le règlement sur les rayonnements ionisants (*Ionising Radiations Regulations, 1985*) est l'un des textes d'application du *HSW Act*. Cette réglementation définit toutes les exigences de sécurité au regard du travail sous rayonnements ionisants. Elle établit dans ce domaine le principe ALARP et définit des limites de dose annuelle qui reprennent les valeurs recommandées par la CIPR (50 mSv pour les travailleurs, 5 mSv pour les autres personnes).

Elle requiert de procéder à des investigations spéciales si des doses supérieures à 15 mSv par an sont reçues par des travailleurs. Ces investigations ont pour but de vérifier que les dispositions tendant à assurer la protection radiologique des travailleurs sont définies et mises en oeuvre de façon adéquate.

### **1.1.2 La loi sur les installations nucléaires, 1965**

La loi impose que nul ne puisse sans autorisation utiliser un site aux fins d'installer ou d'exploiter un réacteur nucléaire (autre qu'un réacteur faisant partie d'un moyen de transport), ou toute autre installation conçue pour :

- la production ou l'utilisation de l'énergie atomique, ou

- la mise en oeuvre de tout processus préparant ou accompagnant la production ou l'utilisation de l'énergie atomique et mettant en jeu ou susceptible de provoquer l'émission de rayonnements ionisants, ou
- le stockage, le traitement ou l'évacuation de combustible nucléaire ou de quantités substantielles d'une autre matière radioactive, s'agissant de matière qui a été produite ou irradiée au cours de la production ou de l'utilisation de combustible nucléaire.

L'autorité compétente est le Secrétaire d'État à l'Énergie ou son « bras armé », la Direction de la Santé et de la Sécurité (*Health and Safety Executive* ou *H&SE*).

De plus l'article 2 de la loi dispose qu'il faut un permis, délivré par l'AEA (*UK Atomic Energy Authority*) ou le Ministre [chargé de l'Énergie], en plus d'une autorisation de site lorsque celle-ci est requise, pour tout traitement de matière irradiée qui implique l'extraction de plutonium ou d'uranium, ou tout traitement de l'uranium en vue de son enrichissement en uranium 235. Un permis délivré par l'AEA ne peut autoriser que des activités de recherche et développement. Toute matière fissile produite en vertu d'un tel permis ne doit être transférée que de la manière susceptible d'être approuvée par l'autorité qui a délivré le permis.

Le Règlement de 1971 sur les installations nucléaires remplace celui de 1965. Il précise et complète la liste des installations relevant d'une autorisation de site. Il prévoit également que les Secrétaires d'État habilités (Commerce et Industrie, Écosse) peuvent exempter une installation de ce régime d'autorisation lorsqu'elle ne répond pas dans les faits aux dispositions de la loi de 1965. Les installations visées par le Règlement sont :

- installations de fabrication d'éléments combustibles pour la production d'énergie nucléaire à partir soit d'uranium enrichi soit de plutonium ;
- installations destinées à la production d'alliages ou de composés chimiques à partir d'uranium enrichi ou de plutonium ;
- installations de fabrication de dispositifs d'essai comportant de l'uranium enrichi ou du plutonium destinés à être irradiés ultérieurement dans un réacteur ;
- installations comportant un montage nucléaire sous-critique où une réaction neutronique en chaîne peut s'entretenir avec une source supplémentaire de neutrons ;
- installations de traitement de combustible nucléaire irradié ;
- installations pour le stockage d'éléments combustibles, de combustible nucléaire irradié ou de quantités substantielles d'autres matières irradiées ;
- installations d'extraction de plutonium ou d'uranium dans le cadre du traitement de matières irradiées ou d'enrichissement de l'uranium ;
- installations de production de radioisotopes à partir de matières nucléaires.

Quatre articles de la loi de 1965 fixent les règles relatives aux autorisations de site nucléaire. Il est à noter par exemple que la loi prévoit la possibilité d'obliger le pétitionnaire à informer certaines institutions autres que l'autorité qui délivre l'autorisation, si celle-ci l'estime nécessaire. La notification que le pétitionnaire doit alors adresser à ces institutions doit comporter :

- la mention qu'une demande a été déposée auprès de l'autorité compétente ;
- toutes précisions susceptibles d'être apportées eu égard à l'usage qu'il est envisagé de faire du site ;
- l'indication que toutes les observations y afférentes peuvent être soumises à l'autorité compétente dans un délai de trois mois à compter de la notification.

Lorsqu'une telle injonction a été adressée au pétitionnaire, l'autorité compétente ne peut délivrer l'autorisation que si elle s'est assurée qu'un délai de trois mois s'est écoulé depuis la dernière des notifications effectuées par le pétitionnaire.

Les institutions concernées peuvent être :

- toute collectivité locale ;
- toute agence de bassin, tout comité local de la pêche et toute compagnie des eaux agréée au sens des lois de 1965 et 1948 sur les eaux ;
- tout office d'épuration des eaux fluviales au sens de la loi de 1951 sur les cours d'eau (Écosse), tout office de district constitué en vertu des lois de 1828 à 1868 sur les pêcheries de saumon (Écosse), le bureau des Commissaires nommé en vertu de la loi de 1857 sur les pêcheries de la Tweed, ainsi que toute autorité locale compétente dans le domaine des eaux au sens des lois de 1946 et 1949 sur les eaux (Écosse) ;
- tout autre organisme qui constitue une autorité publique.

Nonobstant le délai assez bref qui sépare la notification effectuée par le pétitionnaire de la réponse que doivent apporter les institutions contactées, il est notable de constater la volonté du législateur britannique d'associer au plus près les autorités locales - au moins par l'information - pendant le processus réglementaire d'autorisation.

Il est à noter que ces dispositions ne s'appliquent pas à une demande visant un site destiné à une centrale pour laquelle une licence est exigée en vertu de la section 36 de la loi sur l'Électricité de 1989 ou l'article 33 de l'Ordonnance de 1972 sur l'approvisionnement électrique de l'Irlande du Nord. La section 36 sus-mentionnée est relative aux centrales d'une puissance supérieure à 50 MW ; elle comporte en fait des prescriptions similaires sur la publication et la notification aux parties « intéressées ».

En vertu de l'article 4, l'autorité compétente assujettit une autorisation de site nucléaire, soit lors de sa délivrance soit par la suite, des "conditions qui peuvent lui paraître nécessaires ou souhaitables dans l'intérêt de la sûreté, soit dans des

*circonstances normales, soit dans l'hypothèse d'un accident ou d'une autre situation d'urgence sur le site ; ces conditions peuvent en particulier contenir des dispositions :*"

- "- visant à assurer le maintien d'un système efficace destiné à détecter et à enregistrer la présence et l'intensité des rayonnements ionisants émis à l'occasion à partir de toute source se trouvant sur le site, ou à partir de toute source évacuée sur ce dernier ou hors de ce dernier ;"*
- "- concernant la conception, l'implantation, la construction, la mise en place, l'exploitation, la modification et l'entretien de toute usine ou autre installation se trouvant sur le site ou devant être établie sur ce dernier ;"*
- "- concernant les précautions et mesures à prendre au cas où se produirait un accident ou toute autre situation d'urgence sur le site ;"*
- "- concernant le rejet de toute substance sur le site ou à partir de ce dernier, sous réserve des dispositions des articles 6 et 8 de la loi de 1960 sur les substances radioactives."*

De plus l'autorité compétente peut à tout moment assujettir une autorisation de site nucléaire aux conditions qu'elle peut juger appropriée en ce qui concerne la manipulation, le traitement et l'évacuation des matières nucléaires.

Une disposition particulièrement intéressante constitue le quatrième alinéa de cet article 4 : l'autorité compétente *"prend en considération toute observation susceptible de lui être soumise à l'occasion par une organisation représentant des personnes exerçant des fonctions sur le site, afin qu'elle exerce à l'égard du site l'un quelconque des pouvoirs qui lui sont conférés par les dispositions susmentionnées du présent article."* Ainsi l'autorité compétente peut être saisie directement par les organisations représentatives des salariés (ou de tous autres employés sur le site...) afin de réagir sur le champ à tout problème qui pourrait se poser, à toute lacune qui apparaîtrait dans les conditions auxquelles est soumise l'installation concernée.

On retrouve là cette approche que j'ai appelé « humaniste », qui conserve à l'homme la prééminence sur la machine en raison des risques qu'il encourt.

Les articles 7 à 21 définissent des obligations générales imposées à tout détenteur d'une autorisation de site nucléaire, des obligations spéciales (pour l'UK AEA, la Couronne, certains exploitants étrangers, les personnes qui font transporter une matière nucléaire). Ces obligations sont formulées de façon très générales ; elles consistent essentiellement à s'assurer qu'aucun « événement nucléaire » *"ne cause de dommage corporel à une personne ou de dommage matériel à un bien d'une personne autre que le titulaire de l'autorisation."*

La loi institue un droit à réparation en raison d'un manquement à une de ces obligations, définit les conditions d'introduction et de satisfaction des demandes en réparation, et s'intéresse à la couverture de la responsabilité supportée par le titulaire de l'autorisation.

Diverses dispositions complètent la loi, notamment une obligation de notification des événements dangereux, une possibilité d'enregistrer certains faits en liaison avec des événements, l'institution d'inspecteurs<sup>(5)</sup>, des dispositions spéciales relatives à l'Irlande du Nord, aux îles anglo-normandes, à l'île de Man...

L'ATOMIC ENERGY AUTHORITY était explicitement exemptée de demander des autorisations pour ses sites alors construits ou à construire dans le futur. Cette exemption a été levée en 1990 avec effet au 30 octobre 1990. L'AEA est désormais entrée dans le droit commun.

### *1.1.3 Quelques autres lois intéressant les activités nucléaires*

La loi de 1960 sur les substances radioactives exige la délivrance d'une autorisation particulière avant tout stockage ou évacuation de déchets radioactifs. Cette autorisation fixe en particulier les limites de radioéléments qui peuvent être évacués dans des périodes de temps déterminées. Les autorisations demandent généralement à leur titulaire de respecter dans ce domaine également le principe ALARP.

L'autorité compétente pour l'Angleterre et le Pays de Galles est le Secrétaire d'État à l'Environnement, appuyé par l'Inspection de la Pollution (*Her Majesty's Inspectorate of Pollution, HMIP*). Pour l'Écosse il s'agit du Secrétaire d'État pour l'Écosse, appuyé par le Département de l'Environnement au sein du *Scottish Office*.

Cependant, pour ce qui concerne le stockage de déchets, les sites ayant fait l'objet d'une autorisation au titre des installations nucléaires sont dispensés de cette obligation, mais une autorisation supplémentaire doit être sollicitée auprès du Ministre de l'Agriculture, des Pêcheries et de l'Alimentation.

Les déchets radioactifs sont également régis par certaines dispositions du Règlement de 1976 sur la lutte contre la pollution (Section « Déchets radioactifs ») et du Règlement de 1980 sur le contrôle de la Pollution (Section « Déchets spéciaux »).

La Loi sur la protection de l'environnement (*Environment Protection Act*) de 1990 dispose que les autorités compétentes au regard de la loi sur les substances radioactives de 1960 (comme le HMIP) sont habilitées à faire supporter à l'exploitant le coût des inspections et contrôles qu'elles pratiquent en vertu des autorisations accordées.

## **1.2 Les principes d'action de l'autorité de sûreté**

### *1.2.1 Les missions de l'autorité de sûreté*

En vertu de la loi, la responsabilité de la sûreté repose sur l'exploitant. Comme je l'ai indiqué plus haut, le système juridique britannique retient une conception large de la sûreté : une brochure officielle émanant de l'autorité de sûreté mentionne la responsabilité de la sûreté nucléaire comme "incluse" dans les obligations générales au regard de la sûreté définies dans le *Health and Safety at Work Act* de 1974.

<sup>5</sup> Les dispositions de l'article ne s'appliquent plus désormais qu'à l'Irlande du Nord, suite à des modifications concernant uniquement l'Angleterre, l'Écosse et le Pays de Galles.

Dans ces conditions la mission essentielle de l'autorité de sûreté consiste à :

- regarder si des standards appropriés de sûreté sont développés, réalisés et conservés par le titulaire d'une autorisation ;
- s'assurer que toutes les précautions sont adoptées en vue de maintenir un niveau de sûreté adéquat ;
- exercer un contrôle réglementaire sur la sûreté de l'installation par le biais des pouvoirs qui lui sont conférés par la réglementation générale et le contenu de l'autorisation.

Cette mission est assurée concrètement par les évaluations de sûreté conduites sur les sites et les projets d'installation présentés par le pétitionnaire, la mise au point d'exigences de sûreté pour la protection des travailleurs et des personnes du public et l'inspection des installations, afin de s'assurer du bon respect des exigences énoncées, depuis la construction jusqu'au déclassement.

### *1.2.2 Un système non prescriptif*

De la même façon que les autorités françaises, et à l'inverse des autorités américaines, les autorités britanniques ont développé au regard de leur conception de la sûreté, un système non prescriptif d'obligations imposées à l'exploitant.

On sait qu'en France l'articulation des rôles respectifs des pouvoirs publics et de l'exploitant peut se résumer de la façon suivante :

- les pouvoirs publics définissent des objectifs généraux de sûreté ;
- l'exploitant propose des modalités techniques pour les atteindre ;
- les pouvoirs publics s'assurent de l'adéquation de ces modalités aux objectifs fixés ;
- l'exploitant met en oeuvre les modalités approuvées ;
- les pouvoirs publics vérifient, lors d'inspections par sondage, que la mise en oeuvre est correcte.

De la même façon l'autorité de sûreté britannique n'édicte pas de codes ou règles standards détaillés pour les installations nucléaires. Elle s'efforce plutôt de faire en sorte que chaque exploitant développe ses propres concepts et critères de sûreté. Au demeurant il n'est nullement exigé que ces concepts ou standards soient formalisés, approuvés ou publiés.

L'autorité de sûreté développe cependant ses propres références en matière de sûreté : ce sont les Principes pour l'Évaluation de la Sûreté, qui ont à l'origine été développés pour les besoins internes de l'autorité mais sont désormais conçus comme devant également assister et guider les concepteurs et les exploitants. Ces principes

constituent une déclaration publique des vues et exigences de l'autorité de sûreté sur des aspects particuliers d'évaluation.

Les principes sont répartis en trois catégories : la première contient un ensemble de principes fondamentaux relatifs à la protection radiologique ; la seconde concerne les principes de base pour la limitation des conséquences radiologiques de l'exploitation d'une installation nucléaire, en fonctionnement normal ou accidentel ; la troisième s'intéresse aux aspects techniques de l'installation sur lesquels repose la mise en oeuvre de tous ces principes fondamentaux.

Tous ces textes incluent des limites qui ne doivent pas être dépassées, mais aussi des niveaux de référence pour l'évaluation qui permettent à l'évaluateur d'estimer si le concepteur est effectivement allé aussi loin que ce qui est « raisonnablement praticable ».

Une première version des Principes d'Évaluation de la Sûreté a été publiée en 1981. Elle a subi une révision en 1992, afin d'y inclure plus d'explications générales sur les considérations de sûreté qui sous-tendent son contenu et de lever quelques ambiguïtés. La nouvelle version prend également en considération les points de vue développés dans une publication de 1988 sur *"la tolérabilité du risque provenant des centrales nucléaires"*.

Les Principes d'Évaluation de la Sûreté font référence à la notion de « défense en profondeur ». De nombreux principes concernent les garanties d'ingénierie ou les systèmes de protection destinés à maintenir l'intégrité des barrières de confinement des produits radioactifs. Les objectifs fondamentaux visent à assurer la plus haute fiabilité et efficacité de l'arrêt, du refroidissement et du contrôle de l'installation. L'autorité de sûreté accorde depuis plusieurs années une grande attention aux études probabilistes de sûreté, bien qu'elle estime ne pas devoir fonder son analyse uniquement sur une approche probabiliste : celle-ci est utile pour déterminer des arbres d'événements et de défaillances et mettre ainsi en évidence des points faibles ou favoriser des comparaisons entre systèmes ; cependant la fiabilité limitée des données relatives à certaines structures et surtout au comportement humain restreint l'ampleur des enseignements que l'on peut en tirer.

## **2. UNE ORGANISATION TOUTE IMPREGNEE DE LA TRADITION ADMINISTRATIVE BRITANNIQUE**

### **2.1 L'organisation générale des pouvoirs publics en matière de sûreté et sécurité des installations nucléaires**

#### **2.1.1 La dispersion et la distance des autorités politiques de tutelle**

Il n'existe pas au Royaume Uni d'autorité politique unique dotée d'une compétence générale en matière d'énergie nucléaire. En France au contraire c'est sur le Premier ministre que repose *in fine* la responsabilité d'établir la réglementation y afférente et d'autoriser la création des installations.



Les Secrétaires d'État chargé de l'Énergie et chargé de l'Environnement sont respectivement investis du développement de l'énergie nucléaire et de ses aspects liés à la santé et à la sécurité. Cependant ils partagent ces pouvoirs, dans certains cas, avec d'autres ministres lorsque les questions d'énergie nucléaire relèvent de la compétence de ceux-ci.

J'ai évoqué plus haut l'intervention du Ministre de l'Agriculture, de la Pêche et de l'Alimentation pour accorder l'autorisation d'évacuer des déchets radioactifs. Il était également l'autorité habilitée à délivrer les autorisations de rejets de substances radioactives en mer, fondées sur une loi de 1974 (*Dumping at Sea Act*). Dans le domaine des transports, le Secrétaire d'État chargé des Transports exerce une compétence générale en ce qui concerne le règlement régissant le transport ferroviaire et routier de matières radioactives, tandis que le Secrétaire d'État chargé du Commerce est habilité à réglementer leur transport par voie maritime ou aérienne ; il peut également prendre des dispositions en ce qui concerne la pollution marine par des substances radioactives résultant d'un accident en mer.

Enfin il faut noter que, de façon générale, en Écosse, au Pays de Galles et en Irlande du Nord, nombre de fonctions assurées par des ministres différents en Angleterre sont regroupées au niveau du Secrétaire d'État correspondant. En matière d'énergie nucléaire il n'y a pas de régime spécifique pour le pays de Galles, et l'Irlande du Nord n'est pas concernée.

En fait cette compétence reste largement de principe. Les autorités politiques ont délégué la plus grande part de leur pouvoir à une Commission placée hors de la hiérarchie administrative : la Commission de la Santé et de la Sécurité.

### *2.1.2 La Commission de la Santé et de la Sécurité, une « autorité administrative indépendante » à la mode britannique*

La Commission de la Santé et de la Sécurité (*Health and Safety Commission*) a été instituée par le *Health and Safety Act* de 1974. Elle est une personne morale placée sous la tutelle générale du Secrétaire d'État chargé de l'Emploi. Pour les questions de sûreté nucléaire elle consulte le secrétaire d'État chargé de l'Énergie. La Commission et ses agents s'acquittent de leurs fonctions au nom de la Couronne.

Elle a pour mission d'entreprendre des activités et de prendre des dispositions appropriées concernant la santé, la sécurité et le bien-être des travailleurs, ainsi que le contrôle des substances dangereuses et de certaines émissions dans l'atmosphère. Par exemple la Commission peut à ce titre proposer au gouvernement de modifier la législation en vigueur. Ce mandat général s'étend à tous les aspects de la protection de la santé liés aux activités nucléaires.

La Commission est habilitée à passer des accords avec tout département ministériel en vue de l'exécution, pour son compte, de l'une quelconque des fonctions lui incombant. Elle peut également passer des accords avec tout ministère, département ou autorité publique, en vue d'assumer en leur nom des fonctions qui leur incombent, si le Secrétaire d'État compétent juge opportun que la Commission le fasse.

La Commission peut se faire assister de personnes ou de conseils de son choix, et est habilitée à exécuter ou commander des travaux de recherche et des enquêtes. Elle peut en outre approuver et diffuser des « codes de bonne pratique » avec le consentement du Secrétaire d'État compétent.

Chaque année la Commission doit adresser un rapport au Secrétaire d'État à l'Emploi. Pour certains domaines, et en particulier en matière d'énergie nucléaire, la Commission rapporte directement au Secrétaire d'État concerné (en Angleterre et au Pays de Galles : Secrétaire d'État à l'Énergie ; en Écosse : Secrétaire d'État pour l'Écosse)

La Commission se compose d'un Président et de membres au nombre de six au moins et de neuf au plus. Tous les membres de la Commission sont désignés par le Secrétaire d'État à l'Emploi. Avant d'effectuer les nominations de membres autres que le Président, le Secrétaire d'État consulte, pour trois d'entre eux les organisations représentant les employeurs, pour trois autres les organisations représentant les salariés, et en ce qui concerne tout autre membre qu'il peut nommer des organisations représentant les autorités locales, notamment les associations professionnelles dont les activités sont pertinentes au regard des finalités de la loi de 1974.

On peut donc dire que dans les faits, les organisations représentant les employeurs désignent trois membres et les organisations représentant les salariés désignent trois autres membres de la Commission.

Le Secrétaire d'État est habilité, avec l'accord du Trésor, à verser à la Commission les sommes qu'il juge appropriées en vue de l'accomplissement de ses missions. La Commission est tenue d'établir chaque année une situation comptable qu'elle soumet au Secrétaire d'État et au Vérificateur des Comptes. Celui-ci examine la situation, la certifie et en soumet un exemplaire accompagné de son rapport au Parlement.

### *2.1.3 La Direction de la Santé et de la Sécurité, bras armé de la Commission*

La Direction de la Santé et de la Sécurité (*Health and Safety Executive* ou *HSE*) est l'organe opérationnel de la Commission. Comme la Commission, elle est une personne morale placée en dernier ressort sous la tutelle du Secrétaire d'État à l'Emploi. Comme la Commission, elle relève en dernier ressort du Secrétaire d'État à l'Énergie pour ce qui concerne l'énergie nucléaire en Angleterre et au Pays de Galles, du Secrétaire d'État pour l'Écosse pour ce qui concerne l'énergie nucléaire en Écosse. Comme la Commission, elle et ses agents s'acquittent de leurs fonctions au nom de la Couronne.

Le HSE englobe l'Inspection des Installations Nucléaires mais aussi les Inspections des mines, des carrières, des usines, de l'agriculture... Ces Inspections sont chargées d'appliquer les dispositions législatives et réglementaires relevant de leur domaine de compétence.

La Direction se compose d'un Directeur et de deux membres. Le Directeur est nommé par la Commission avec l'accord du Secrétaire d'État, les deux membres sont

nommés de même après consultation du Directeur. Le HSE reçoit de la Commission les sommes que celle-ci juge nécessaire à l'accomplissement de ses missions.

Le HSE est l'autorité compétente au Royaume Uni en ce qui concerne la réglementation de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Elle est responsable de la mise en oeuvre de la législation correspondante. Elle dispose en son sein d'une Division de la Sûreté nucléaire, dont l'Inspection des Installations nucléaires forme la plus grande part.

#### ***2.1.4 L'Inspection des Installations Nucléaires, lieu du pouvoir effectif***

Suite au rapport FLECK le gouvernement britannique s'était engagé en 1958 à créer un système d'autorisation et de contrôle des installations nucléaires. La première Loi sur les Installations nucléaires (*Nuclear Installations Act*) fut adoptée en 1959 ; elle prévoyait la constitution d'une Inspection des Installations nucléaires (*HM Nuclear Installations Inspectorate* ou *NII*), qui fut effective en avril 1960. Par la suite la loi de 1959 fut remplacée par la loi de 1965 modifiée.

A l'origine sous la dépendance du Ministère de l'Électricité, le NII fut transféré à de multiples départements ministériels, jusqu'à être finalement ôté en 1975 au Ministère de l'Énergie pour être placé sous l'autorité du HSE qui venait d'être créé en vertu du *Health and Safety at Work Act*.

Les principaux responsables du NII sont nommés par le HSE.

L'Inspection a pour mission de veiller au respect de toutes les prescriptions légales concernant la sécurité des travailleurs et du public dans les établissements nucléaires. Elle décide, au nom du HSE, de ce qui est acceptable en terme d'exigences de sûreté nucléaire, et habilite par le biais de ses inspecteurs à faire appliquer les dispositions appropriées de la législation en vigueur.

Le HSE est autorisé à recouvrir les coûts de travaux de l'Inspection auprès des détenteurs d'autorisation ou des requérants. Le NII peut également infliger des amendes aux titulaires d'autorisation en cas de manquement à leurs obligations.

#### ***2.1.5 Deux organismes consultatifs pour ouvrir les horizons***

En septembre 1976 la Commission Royale permanente sur la pollution de l'environnement, qui avait été constituée en 1970, soumet au Parlement son sixième rapport d'activité, consacré à l'énergie nucléaire et à l'environnement.

La Commission royale se déclare préoccupée par "la nécessité pour le gouvernement de pouvoir obtenir des avis autorisés et indépendants concernant des questions techniques et ayant trait à des décisions relatives à des développements technologiques importants et dangereux, qu'ils soient nucléaires ou autres [...] Il appartient à la Direction de la Santé et de la Sécurité de donner de tels avis et [...] elle devrait se doter des moyens de le faire."

Le gouvernement souscrit à cette recommandation et en 1977 un Comité consultatif sur la sûreté des installations nucléaires est établi. Ce comité se compose d'un président et de quinze membres nommés pour une durée de trois ans, appartenant à des départements ministériels ainsi qu'à des milieux scientifiques et industriels. Les membres sont nommés par la Commission de la Santé et de la Sécurité.

Le Comité a pour mission de conseiller la Commission de la Santé et de la Sécurité et de formuler des recommandations sur les questions intéressant la sûreté des installations nucléaires, notamment leur conception, leur localisation, leur exploitation et leur maintenance, qui lui sont soumises ou qu'il considère comme devant être examinées. Le Comité peut également conseiller directement les Ministres concernés.

Le Comité se réunit plusieurs fois par an. Il a constitué en son sein un sous-comité pour la recherche en sûreté nucléaire ainsi que de temps à autre plusieurs groupes de travail sur des questions déterminées, comme les effets du facteur humain sur la sûreté, l'utilisation de l'informatique dans les nouvelles générations de centrales, les effets du vieillissement des réacteurs, les problèmes issus du déclassement des installations nucléaires, les standards internationaux de sûreté, les plans d'urgence... Le Comité peut publier le résultat de ce genre de travaux.

Le NII assure le secrétariat du Comité et peut lui fournir toute information qu'il juge intéressante.

Le Comité est donc un organisme comparable au Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information nucléaires en France, hormis la compétence en matière d'information du public, qui semble devoir être spécifique à l'institution française.

Parallèlement, dans ce même sixième rapport au Parlement, la Commission royale sur la Pollution estimait que *"la responsabilité de la mise au point de la meilleure stratégie permettant de traiter les déchets radioactifs incombe au gouvernement et en particulier à un département ayant pour vocation de protéger l'environnement et non de promouvoir l'énergie nucléaire."* Elle a alors recommandé d'établir un Comité chargé de conseiller les Ministres compétents sur les grandes orientations intéressant la gestion des déchets radioactifs.

Le gouvernement a retenu cette recommandation et le Secrétaire d'État à l'environnement a établi en conséquence en 1978 un Comité consultatif pour la gestion des déchets radioactifs, qui est chargé de formuler des avis indépendants. Une majorité de membres, y compris le Président, sont choisis hors des milieux directement liés à l'industrie électronucléaire ; les autres membres sont issus de cette industrie et de leurs syndicats. Les membres sont nommés par le Secrétaire d'État à l'Environnement.

## 2.2 L'organisation interne du NII

Le NII est dirigé par le *HM Chief Inspector of Nuclear Installations*, Inspecteur en Chef des Installations nucléaires. Sous son autorité le NII est divisé en six branches, dirigées par des Inspecteurs en Chef adjoints.

*Directeur de la Division de la Sécurité nucléaire (HSE)*  
*et*  
*Inspecteur en Chef de l'Inspection des Installations nucléaires (NII)*

BRANCHE A	BRANCHE B	BRANCHE C	BRANCHE D	BRANCHE E	BRANCHE F
Politique	Évaluation (physique)	Évaluation (ingénierie)	Inspection (installations chimiques, petites installations et installations non autorisées)	Inspection (réacteurs de puissance, plans d'urgence)	Politique
Relations avec le Parlement, le Ministère et la Commission Relations avec les autres départements ministériels Liaison avec le Comité consultatif pour la sûreté des installations nucléaires Administration générale Relations internationales Formation	Analyse de sûreté Comportement des combustibles Physique générale Gestion des déchets Ingénierie chimique Chimie Protection radiologique Migration des produits de fission Criticité Ordinateurs Ergonomie Instrumentation et contrôle	Structures métalliques Métallurgie Mécanique des fissures Ingénierie du confinement Cuves en béton Agressions externes Assurance de la qualité Procédures d'inspection et d'examen Ingénierie électrique et mécanique	Sellafield Drigg Capenhurst Springfields RollsRoyce Amersham International Réacteurs de recherche Ministère de la Défense (1) Sites de l'UK Atomic Energy Authority	Berkeley Bradwell Calder Hall Chapelcross Dungeness A et B Hartlepool Heysham Hinkley Point A et B Hunterston A et B Oldbury Sizewell A Torness Trawsfynydd Wylfa Plans d'urgence (niveau opérationnel)	Pré-autorisation Principes et Standards du NII Politique des sites Programmes de recherche et coordination Politique de déclassement Politique de radioprotection (2) Santé et Sécurité du travail Groupe de travail de la Commission sur les rayonnements ionisants Plans d'urgence (politique générale)

(1) Seuls certains sites du Ministère de la Défense peuvent être inspectés par le NII

(2) Ces activités ne sont pas exercées dans le cadre du NII mais dans celui de la Division de Sécurité nucléaire du HSE

Deux branches (A et F) sont consacrées à la définition et la mise au point des politiques dans divers domaines, deux autres regroupent les capacités d'expertise et d'évaluation (B et C), les deux dernières (D et E) exercent les activités d'inspection proprement dites. La branche F est un démembrement de la branche A effectué en 1993.

Les branches A et F rassemblent huit inspecteurs <sup>(6)</sup>, les autres rassemblent chacune 40 inspecteurs environ et sont divisées en Unités de huit inspecteurs environ. Chaque unité est placée sous l'autorité d'un *Superintending Inspector*. Les branches A et F sont basées à Londres, les autres sont situées à Bootle, dans le Merseyside, près de Liverpool.

Mr. J.G. VAUGHAN, *Principal Inspector* au NII, m'a signalé cependant que certaines activités incluses dans la branche F ne sont pas à proprement parler exercées dans le cadre et sous l'autorité du NII mais directement dans le cadre de la Division de la Sécurité nucléaire du HSE. Il s'agit des activités principalement liées à la politique de radioprotection.

Les personnels du NII sont recrutés sur la base de leur qualification professionnelle et de leur expérience passée dans le domaine nucléaire. Ils viennent pour la plupart de l'industrie nucléaire. En revanche Mr. J.G. VAUGHAN m'a indiqué que peu de personnes quittaient le NII avant d'atteindre l'âge de la retraite, ce qui fait que les besoins de recrutement sont limités au remplacement de ces personnes ou à l'expansion du NII.

Le budget annuel du NII est environ 17,5 Mf. Il provient pour l'essentiel du recouvrement direct auprès des titulaires d'autorisation des frais engagés pour exercer les missions de l'Inspection.

La Division de la Sécurité nucléaire finance (grâce à une taxe levée sur les titulaires d'autorisation) des travaux de recherche sur la durée de vie des installations (tenue des matériaux), la conduite des réacteurs, l'analyse d'accidents hors dimensionnement, la fiabilité des logiciels, l'analyse des risques, le facteur humain... Une part significative de ces programmes est conduite en collaboration internationale (CEE, OCDE, NRC...). La recherche effectuée pour l'appui technique de l'Inspection sera évoquée plus bas.

### 3. LES PROCEDURES DE CONTROLE DE LA SURETE

#### 3.1 L'autorisation de site nucléaire

##### 3.1.1 La procédure d'autorisation

Une autorisation unique et non cessible de site nucléaire est accordée à une personne morale et non pas à titre individuel en fonction d'un site déterminé. Cette autorisation permet à son titulaire d'établir et d'exploiter une installation nucléaire spécifique sur ce site. En ce sens, l'appellation « autorisation de site nucléaire » n'est peut-être pas la plus appropriée.

---

<sup>6</sup> Les Britanniques appellent « inspecteur » indifféremment les personnes affectées directement aux missions d'inspection et les ingénieurs chargés des évaluations scientifiques et techniques ainsi que tout le personnel technique en général. Il s'agit donc plus de la qualification d'un statut que de la caractérisation d'une fonction.

L'autorisation n'est accordée qu'après l'exécution d'une évaluation préliminaire de l'installation par le NII et la certitude qu'elle se conforme aux exigences liées à la politique en matière de site. Les conditions de l'autorisation prévoient les contrôles et vérifications que le NII juge nécessaire au cours de la conception, de la construction, de la mise en service et de l'exploitation de l'installation. La procédure comporte trois phases.

**a. Présentation de la demande.** Dans la pratique la personne qui désire demander une autorisation pour une installation nucléaire s'adresse au NII pour s'informer des conditions à remplir pour soumettre sa demande et du détail des procédures à suivre. Ces dernières varient suivant le type et la dimension de l'installation envisagée. Le demandeur doit néanmoins fournir suffisamment d'informations pour que l'Inspection puisse se faire une opinion sur la sûreté de l'installation proposée et les mérites du site.

Mes interlocuteurs locaux m'ont souligné l'importance que revêt à leurs yeux cette première étape, relativement informelle. Au cours de ces échanges préliminaires il est en effet possible d'amorcer le dialogue mais aussi de commencer à dégrossir le cadre général de sûreté dans lequel sera susceptible d'évoluer l'installation projetée.

Dans le cas des réacteurs de puissance, les requérants doivent par exemple fournir des détails sur les principes fondamentaux de sûreté sur lesquels repose leur conception et indiquer par ailleurs la façon dont ils ont été appliqués à l'installation en question. Il s'agit du Rapport préliminaire de sûreté.

D'autres informations doivent être fournies au sujet des principaux aménagements destinés à assurer le confinement de la pression et le refroidissement, tant en cours d'exploitation normale que dans les conditions accidentelles, ainsi qu'en ce qui concerne l'aménagement du site, les niveaux de rayonnement prévus et les mesures relatives aux effluents radioactifs, le stockage des déchets et la manutention des éléments combustibles irradiés.

La demande doit en outre comporter un exposé succinct des études de défaillance et autres recherches et essais envisagés pour vérifier les hypothèses utilisées au stade de la conception.

Ensuite, si l'évaluation du site et de l'installation prévus est jugée satisfaisante par le NII, le demandeur peut établir des propositions plus détaillées en vue de soumettre officiellement sa demande à la Direction de la Santé et de la Sécurité.

En plus des conditions requises par le NII, le demandeur d'une autorisation de site pour une centrale nucléaire doit obtenir le consentement du Secrétaire d'État à l'Énergie, conformément à l'article 36 de la loi de 1989 sur l'électricité.

Avant de délivrer une autorisation de construction, la pratique normale veut que l'Inspection effectue une évaluation préliminaire de sûreté relative au site et à la conception du réacteur, en se fondant sur le rapport préliminaire de sûreté. Pour ce qui concerne une centrale, les documents principaux nécessaires, outre le Rapport préliminaire de sûreté, sont le modèle de référence (*Reference Design*), les conditions

techniques contractuelles (*Contract Design Report*) et le rapport de sûreté préalable à la construction (*Pre-Construction Safety Report*).

Cette documentation est accompagnée de documents qui fournissent des détails supplémentaires relatifs aux calculs en matière de sûreté, aux programmes de recherche et de développement, à la mise au point des éléments, aux systèmes de contrôle de qualité et aux inspections en cours d'exploitation.

**b. Consultation des parties intéressées.** Elle fait intervenir deux catégories de « catégories intéressées » : le public et les autorités locales d'abord, les organismes techniques ensuite.

Après réception de la demande officielle, la Direction peut, comme je l'ai indiqué plus haut, enjoindre au requérant d'informer les autorités locales, commissions fluviales et autres comités de pêche. Elle doit ensuite prendre en considération toutes les observations que ces organismes sont susceptibles de formuler et ne peut délivrer l'autorisation que lorsque le délai de trois mois accordé aux autorités locales pour répondre est écoulé. De plus une autorisation de l'autorité locale chargée de la planification est requise.

Lorsqu'il s'agit de centrales nucléaires ces questions sont soumises aux dispositions de la législation sur l'électricité qui comporte des prescriptions similaires. Lorsque le délai légal est écoulé, le Secrétaire d'État à l'Énergie (ou en Écosse le Secrétaire d'État pour l'Écosse) détermine si ces propositions affectent ou non leurs intérêts au point qu'il devienne souhaitable d'effectuer une enquête publique. Toutefois, lorsque l'autorité locale de la planification s'oppose au projet, le Secrétaire d'État est tenu d'organiser une telle enquête.

On comprend mieux ainsi les controverses autour des enquêtes publiques tenues ou devant être tenues à l'occasion de la construction de l'usine de retraitement THORP. Après l'autorisation accordée le 15 décembre 1993 <sup>(7)</sup>, GREENPEACE et le conseil du Comté de Lancashire ont déposé une requête devant la Cour suprême tendant à contester la légalité du feu vert donné par le gouvernement. Cette requête a été jugée recevable le 13 janvier 1994 et l'instruction du fond du dossier devrait intervenir dans la première semaine de février.

Les autorités locales compétentes doivent également être consultées préalablement à la délivrance d'une autorisation visant le stockage ou l'évacuation de déchets radioactifs. De plus lorsque l'autorisation fait l'objet d'une modification ou est annulée les ministres compétents doivent à la demande de toute partie concernée – et des autorités locales compétentes – organiser une enquête à ce sujet.

Les organismes techniques qui interviennent au cours de la procédure sont l'Inspection et le Comité consultatif sur la sûreté des installations nucléaires, qui donne également son avis au Secrétaire d'État.

---

<sup>7</sup> En l'occurrence il ne s'agit pas de l'autorisation de site nucléaire, qui a déjà été accordée il y a plusieurs années, mais de l'autorisation de rejets des effluents.



c. **Délivrance de l'autorisation.** Elle est effectuée par le *HM Chief Inspector of Nuclear Installations*, directeur du NII, en vertu de la délégation accordée par le HSE. L'autorisation est assortie des conditions que le NII juge nécessaire d'imposer. Leur présentation générale a été faite au 1.1.2.

### 3.1.2 La forme et le contenu de l'autorisation

L'autorisation se présente désormais sous forme normalisée. Les conditions de l'autorisation ont également été normalisées dans leur forme et ne sont pas de nature réglementaire en général. Elles demandent aux détenteurs d'autorisation de prendre et de mettre en oeuvre des mesures efficaces relatives à des questions liées à des domaines définis de sûreté.

Autorisation et conditions complémentaires peuvent être modifiées ou annulées à tout moment si l'autorité de sûreté le juge nécessaire, au nom du HSE. En outre des pouvoirs directs sont reconnus au NII en vertu des conditions édictées. Ces pouvoirs sont de trois types, par ordre croissant d'implication de l'autorité :

- l'incitation (*Direction*), par laquelle le titulaire de l'autorisation est incité à prendre toute action que le NII juge nécessaire ;
- l'approbation (*Approval*), en vertu de laquelle le titulaire est tenu de fournir au NII toutes les procédures ou toutes les dispositions spéciales qu'il compte mettre en oeuvre pour effectuer certaines activités particulières ;
- le consentement (*Consent*), qui signifie que le titulaire ne peut entreprendre une opération particulière sans que le NII ne l'ait examinée, considérée comme satisfaisante et approuvée.

Les conditions édictées par l'autorité de sûreté ne relèvent pas le titulaire de l'autorisation de sa responsabilité générale au regard de la sûreté. Elles ne font que fournir un fondement au contrôle de sûreté. En fait elles sont formulées en termes généraux et laissent des marges de liberté à l'exploitant dans la définition et la mise en oeuvre des critères et procédures standards visant à respecter les objectifs qui y sont inscrits.

Matériellement, l'autorisation comporte deux parties : la première contient seulement une description du site et de l'installation ; la seconde énumère les conditions imposées à l'exploitant.

Mme HADDON, directeur adjoint à la Direction de l'Énergie atomique, Ministère du Commerce et de l'Industrie, m'a indiqué à ce propos qu'il pouvait parfois surgir des « conflits » entre les exigences imposées par le NII d'une part et celles imposées par le HMIP (*Her Majesty's Inspectorate of Pollution*) d'autre part. Ces divergences seraient pour l'essentiel relatives aux modes d'exploitation qui ont une influence sur les rejets des installations. Toutefois il existerait un *formal agreement* qui, en dehors de toute réglementation officiellement définie, aurait procédé à une répartition des tâches. Chacune des institutions concernées se serait vu reconnaître un rôle prédominant dans des domaines d'intérêt spécifiques et bien déterminés.

Parmi les conditions imposées à l'exploitant figure une exigence qui me semble très particulière : la condition 13 requiert que l'exploitant établisse un « comité de sûreté nucléaire », qui doit être placé auprès des personnes qui ont la responsabilité d'autoriser les différentes phases d'exploitation. Ces comités, qui ne sont pas de simples démembrements des services de sûreté de l'exploitant instaurés au niveau central, ont pour mission de conseiller ces responsables, en donnant des avis techniques semi-indépendants.

***Conditions dont est assortie une autorisation de site nucléaire standard***

1. interprétation générale des conditions
2. marquage de la délimitation du site
3. restrictions sur l'utilisation du site
4. restriction sur les matières nucléaires sur le site
5. arrivée de matières radioactives
6. documents, registres, autorisations et certificats
7. incidents sur le site
8. panneaux d'avertissements
9. instructions aux personnes sur le site
10. formation
11. mesures en cas d'urgence
12. personnes autorisées, dûment qualifiées et expérimentées
13. comité de sûreté nucléaire
14. documentation relative à la sûreté
15. examens périodiques
16. plans, conception et spécifications du site
17. assurance de la qualité
18. protection radiologique
19. construction ou établissement d'une nouvelle installation
20. modification de la conception d'une installation en cours de construction
21. mise en service
22. modification de l'installation existante ou expériences effectuées
23. règles d'exploitation
24. instructions d'exploitation
25. registres d'exploitation
26. contrôle et surveillance des opérations
27. systèmes, appareils et circuits de sûreté
28. vérifications, inspections, maintenance et essais
29. obligation d'effectuer des essais, inspections et vérifications
30. mises à l'arrêt périodiques
31. arrêt d'opérations spécifiées
32. stockage des déchets radioactifs
33. évacuation des déchets radioactifs
34. écoulement et fuite de matières et déchets radioactifs
35. déclassement

Ces avis portent sur les dispositions que compte adopter l'exploitant pour remplir certaines des conditions incluses dans l'autorisation, le caractère adéquat de l'argumentaire de sûreté ou toute matière expressément spécifiée par le NII.

La condition 13 n'indique pas comment doit fonctionner le comité de sûreté nucléaire ni qui doit en faire partie. Elle exige en revanche que le titulaire :

- soumettre pour approbation du NII le texte qui définit les compétences du comité (en effets certaines des conditions mentionnent l'intervention obligatoire du comité) ;
- nomme au moins l'un de ses membres hors de la structure directement chargée de l'exploitation ;
- soumettre les noms et qualités de tous ses membres au NII pour enregistrement ;
- soumettre au NII dans les quinze jours qui suivent une réunion le compte-rendu de celle-ci.

### **3.2 Le contrôle des autorisations : l'inspection des installations nucléaires**

#### ***3.2.1 Organisation générale des opérations d'inspection***

Les inspections ont pour but de vérifier le respect des conditions d'autorisation tout au long des phases de construction et de mise en service ainsi que pendant la période d'exploitation de l'installation. Elles permettent aussi de contrôler l'efficacité des mesures de sûreté.

Les inspecteurs effectuent des visites fréquentes sur les sites. A chaque site est affecté un inspecteur particulier, qui passe lors de chaque visite deux à trois jours généralement ou plus si les circonstances l'exigent. Selon la « sensibilité » de l'installation du point de vue de la sûreté, la fréquence des visites peut être rapprochée, jusqu'à une par semaine parfois.

L'inspecteur de site est assisté d'autres inspecteurs qui effectuent des évaluations et investigations spécifiques sur des sujets déterminés si nécessaire. A l'occasion un audit spécial de sûreté peut être entrepris sur une installation donnée ou un aspect particulier de la sûreté. Un tel audit a été conduit à Sellafield par exemple.

Les résultats de chaque inspection sont consignés dans des rapports de visite individuels. Des rapports récapitulatifs trimestriels et semestriels sont établis par l'inspecteur de site.

Outre les inspections de site, le NII effectue également des évaluations d'assurance de la qualité et des vérifications comptables sur le site ou dans les usines des fournisseurs, pour contrôler l'efficacité des mesures en matière de sûreté prises par le détenteur de l'autorisation.

#### ***3.2.2 Des pouvoirs étendus***

Les pouvoirs dont disposent les inspecteurs pour accomplir leur mission sont particulièrement étendus. Ils découlent des dispositions générales qui régissent la santé et la sécurité des travailleurs sur les lieux de travail. Ces dispositions résultent de la loi de 1974 sur la santé et la sécurité au travail et des textes pris pour son application.

Les inspecteurs sont autorisés à pénétrer sur un site, à demander communication de toute information utile ainsi qu'à examiner les zones appropriées de l'installation. L'Inspection peut également amender à tout moment les conditions de l'autorisation pour modifier leur portée ou leurs modalités d'application. Elle dispose également du droit d'arrêter à tout moment les opérations sur le site ou, si nécessaire, de révoquer l'autorisation.

Par conséquent il apparaît que l'Inspection jouit des moyens nécessaires pour s'assurer à tout moment que les mesures de sécurité qui sont prises par le titulaire de l'autorisation répondent de manière satisfaisante aux exigences prescrites par celle-ci.

Le NII a effectué près de 880 inspections en 1992-1993, analysé environ 230 propositions de modifications d'installations nucléaires et formulé 155 consentements, approbations et agréments. Il a également surveillé et évalué 44 exercices d'urgence.

#### **4. LES APPUIS TECHNIQUES DE L'AUTORITE DE SURETE**

J'ai évoqué plus haut les compétences techniques que renferme directement le NII en son sein. Bien entendu, et comme c'est le cas pour la majorité des autorités de sûreté de par le monde – sauf peut-être aux États-Unis – il est nécessaire pour elle de disposer en tant que de besoin d'une capacité d'expertise technique large et pointue à la fois.

Elle doit en effet analyser dans le détail et en profondeur les dossiers soumis par l'exploitant, ainsi que les informations qui peuvent ressortir des visites et inspections effectuées sur les sites sous son autorité.

##### **4.1 Les appuis techniques en matière de sûreté des installations**

###### ***4.1.1 La diversité des appuis techniques envisageables et utilisés***

L'appui technique peut tout d'abord être trouvé hors de l'Inspection, mais dans le HSE. Celui-ci regroupe en effet des inspections aux domaines d'action très variés, bien qu'orientés vers la santé et la sécurité des travailleurs. L'institution dispose donc d'un vivier d'expertise plus large, qui peut être utilisé par le NII sur des questions spécialisées.

Le NII peut également faire appel à des « consultants » extérieurs, qui peuvent fournir soit des informations techniques ou des données destinées à alimenter les évaluations pratiquées par les services du NII, soit étudier directement un problème donné afin de donner un avis indépendant. Les consultants sont choisis parmi les universités, les firmes de consultants en ingénierie ou des organismes nationaux publics comme le BRITISH GEOLOGICAL SURVEY ou le WELDING INSTITUTE (Institut du Soudage).

Le NII finance enfin un programme de recherches spécifiquement orienté selon ses besoins estimés. Le montant des budgets consacrés à ce programme était typiquement de l'ordre de 2 M£ ces dernières années.

Cependant le principal appui technique est trouvé dans l'UK ATOMIC ENERGY AUTHORITY, qui a adopté le nom commercial de AEA TECHNOLOGY.

#### **4.1.2 Du UK ATOMIC ENERGY AUTHORITY à l'AEA TECHNOLOGY**

a. Au sortir de la guerre le Royaume Uni établit trois groupes scientifiques et techniques (production, recherche, armes) placés sous l'autorité du Ministre des Approvisionnements pour tirer parti de la technologie nucléaire. Ces trois groupes sont fusionnés en 1954 au sein de l'UK ATOMIC ENERGY AUTHORITY, établissement public placé sous le contrôle du gouvernement et financé par le Trésor.

Dans les dix premières années de son existence l'UK AEA impulse et soutient tous les aspects de la recherche en énergie nucléaire, y compris le développement des armes nucléaires et l'exploitation des radioisotopes. Ses effectifs s'élèvent à environ 40 000 personnes au début des années soixante.

Les programmes concernent tous les aspects fondamentaux et techniques des sciences nucléaires : physique neutronique, métallurgie, chimie... recherches sur les réacteurs producteurs de plutonium, les réacteurs rapides, les réacteurs à fusion... développement du cycle du combustible... de nouveaux établissements sont ouverts à travers le pays : Culham, Dounreay, Winfrith, Culcheth...

Puis au fur et à mesure que les techniques mûrissent et que le nucléaire passe au stade industriel, ces programmes donnent naissance à des activités de type commercial, comme la vente d'éléments combustibles et de graphite aux centrales nucléaires civiles. D'où une pratique qui s'étend peu à peu, consistant à séparer ces activités du « corps central » en entités distinctes ou à favoriser un transfert de technologies vers des organismes à statut privé.

En 1971, suite à une période où ces activités étaient gérées par un fonds spécifique, est créée la compagnie BRITISH NUCLEAR FUELS LTD. qui prend son autonomie. La même année le Centre de Radiochimie devient une société distincte, privatisée en 1980 sous le nom de AMERSHAM INTERNATIONAL. Parallèlement l'UK AEA oriente une part croissante de ses activités vers le transfert de technologie<sup>(8)</sup> et le service à l'industrie nucléaire, sous couvert de contrats commerciaux en bonne et due forme.

Tirant les conséquences de ces évolutions, le gouvernement transfère en 1973 les activités relevant de la défense au Ministère de la Défense. Les effectifs de l'AEA ne sont plus désormais que de 13 000 personnes environ.

b. Un tournant majeur est pris lors du premier gouvernement de Harold WILSON. Il touche d'abord deux établissements uniquement, puis s'étend à l'ensemble de l'AEA. Une loi adoptée par le Parlement invite l'AEA à entreprendre des activités de recherche et développement sur des sujets non nucléaires. Cette loi s'explique par la conjonction de deux facteurs :

---

<sup>8</sup> L'expression employée ici est peut-être mal adaptée aux réalités de l'époque.

- la volonté affichée du nouveau gouvernement d'engager, comme il l'avait affirmé lors de sa campagne électorale, une révolution par les technologies de pointe ;
- les interrogations concernant le centre de recherches d'Harwell et ses 6 000 salariés ; on pensait à l'époque que les grands succès des programmes de recherche en matière nucléaire conduiraient à une diminution des besoins et que peut-être les équipes en place à Harwell pourraient être redéployées ailleurs ;

En 1969 le nouveau directeur d'Harwell met résolument en application cette politique : Harwell est réorganisé en centres d'activités, sur une base technique, épaulés par un département du marketing. Les chefs de chaque centre d'activité sont responsables de leurs succès commerciaux. Les chercheurs sortent alors de leurs laboratoires pour courir le contrat et chercher le sponsor... L'ensemble des personnels s'imprègne peu à peu de la culture des affaires.

Cet exemple s'étend peu à peu aux autres centres : Risley crée le Centre national de Tribologie, Culham valorise ses compétences dérivées de la fusion (en particulier dans le programme américain IDS), Winfrith applique à l'industrie pétrolière les compétences développées pour la modélisation et l'inspection nucléaires...

Sous les gouvernements THATCHER les incitations à se tourner vers des activités toujours plus commerciales se multiplient. Au 1<sup>er</sup> avril 1986 l'établissement public est transformé en « établissement commercial », structure équivalente à une société, mais contrôlée entièrement par les pouvoirs publics, qui a un capital et l'obligation de dégager un retour sur capital investi.

La pression se fait de plus en plus forte lorsque le gouvernement décide de cesser certains financements de recherches nucléaires, par exemple les recherches sur la filière rapide. Comme les activités non nucléaires ne sont pas encore suffisamment développées pour assurer la vie de la compagnie, l'effort de diversification est fortement intensifié.

c. Les années 1989-1991 voient une rupture totale avec les modes d'organisation et de fonctionnement précédemment retenus. AEA est restructuré sur la base d'unités opérationnelles appuyées par des unités fonctionnelles, qui transcendent toutes deux les limites administratives et géographiques des divers établissements de recherche. La direction, assistée de divers cabinets de consultants, s'efforce de mettre en place un nouvel esprit, une véritable culture d'entreprise. Enfin un effort significatif de réduction des effectifs ramène leur total de 14 000 à 8 000 environ.

Dans les faits AEA TECHNOLOGY est entré dans la voie de la privatisation. Le « portefeuille » de clients s'élargit : près de 10 000 contrats sont passés chaque année avec plusieurs milliers de clients dans près de 50 pays. Cependant quatorze clients au Royaume Uni et en Europe comptent encore pour 70% du montant total des contrats. Si la plupart touchent encore à des domaines nucléaires, leur part décline. En conséquence AEA TECHNOLOGY se diversifie vers les services techniques à l'industrie pétrolière, l'expertise de sûreté pour l'industrie des transports, la recherche en environnement pour l'industrie de l'eau, l'ingénierie de processus pour l'industrie pharmaceutique...

Il en découle une réorientation générale des programmes de recherche entrepris en propre par AEA TECHNOLOGY vers des thèmes choisis en termes de besoins exprimés par le marché ou de retour estimé sur investissement plutôt que d'excellence scientifique et technique.

Parallèlement AEA TECHNOLOGY cherche à maîtriser mieux l'aval des recherches, en fournissant elle-même les services et produits qui en découlent et en montant des *joint venture* avec divers partenaires. Dans cette optique, AEA TECHNOLOGY travaille à augmenter la part de son chiffre d'affaires réalisé à l'international de 10% aujourd'hui à 30% d'ici trois ou quatre ans.

La privatisation est cependant dépendante de la résolution d'un certain nombre de problèmes financiers ardues. L'équilibre économique de la société semble pouvoir être désormais assuré : le chiffre d'affaires s'est élevé pour l'exercice 1992-93 à 400 M£ et le bénéfice à 15 M£ (contre 442 M£ et 17 M£ respectivement en 1991-92).

Le véritable problème, comme pour NUCLEAR ELECTRIC, vient des responsabilités financières de long terme qui découlent des activités passées d'AEA TECHNOLOGY. Le montant exact de ces responsabilités est difficile à estimer : on cite des chiffres allant de 3 Md£ à 8 Md£, qui correspondent aux réacteurs de recherche, laboratoires, cellules chaudes, installations de stockage ou de retraitement déclassées aujourd'hui.

Après la fermeture de Dounreay au printemps 1994, près de 80% des installations d'AEA TECHNOLOGY seront devenues inutiles. Plus de la moitié ne continueront à être exploitées que pour des raisons de sûreté (surveillance des installations, gestion des matières radioactives...).

Désireuse tout autant que NUCLEAR ELECTRIC d'accéder au *nirvana* de la privatisation, AEA TECHNOLOGY a décidé en septembre 1993 d'isoler les activités et installations relevant des responsabilités financières de long terme au sein d'une Division gouvernementale. Les autres activités relèvent désormais d'une Division commerciale. Celle-ci regroupe les activités de services nucléaires (réacteurs, combustible...), de consultant, de démantèlement et gestion des déchets, de technologie industrielle, de gestion de projets et ingénierie.

La Division gouvernementale assure la gestion des propriétés d'AEA, la protection des matières nucléaires, le programme de fusion situé à Culham ainsi que quelques opérations à dominante commerciale malgré tout, afin de réduire le coût budgétaire global apparent de cette Division (utilisation des ateliers de combustibles de Dounreay, des ateliers de déchets de Harwell, Dounreay et Winfrith...).

AEA TECHNOLOGY a proposé aux autres exploitants nucléaires - et au premier chef à NUCLEAR ELECTRIC - d'utiliser cette Division gouvernementale pour recueillir également leurs responsabilités.

En tout état de cause une éventuelle privatisation ne saurait intervenir avant 1995. AEA TECHNOLOGY milite pour garder son intégrité et pour que le gouvernement ne procède pas à une vente par appartements.

#### **4.1.3 Les activités d'AEA TECHNOLOGY**

AEA TECHNOLOGY est organisée autour de neuf divisions opérationnelles : ingénierie, services pour réacteurs, sûreté et fiabilité, services pétroliers, services pour combustibles, environnement et énergie, fusion, démantèlement et déchets radioactifs, technologies industrielles.

**a. Ingénierie.** Cette Division offre avec ses 400 ingénieurs des services d'ingénierie diversifiés (génération d'électricité, manipulations à distance, ingénierie mécanique, instrumentation et contrôle électrique...). Elle travaille également dans le secteur des réacteurs de recherche, pour des industries pharmaceutiques, et fournit ses services aux autres unités opérationnelles d'AEA TECHNOLOGY.

**b. Services pour réacteurs.** Ses principaux clients sont le gouvernement (c'est-à-dire le NII), les concepteurs et les exploitants d'installations nucléaires, y compris à l'étranger. Dans le domaine de la sûreté, les travaux s'intéressent entre autres à l'intégrité structurelle des composants épais en acier, les études de comportement des centrales en conditions incidentelles ou accidentelles, la collaboration avec les États-Unis pour le développement de codes de calcul (VICTORIA, pour la modélisation de la migration des produits de fission dans la centrale suite à un accident...), des études sur les capacités de refroidissement du système de refroidissement d'urgence d'un réacteur REP, les critères de défaillance du graphite, l'étude de l'instrumentation de certains réacteurs... AEA TECHNOLOGY a acquis par l'intermédiaire de cette division la société américaine d'ingénierie et de service technique O'DONNELL. La Division exploite (pour quelques mois encore) le PFR de Dounreay et participe aux travaux sur le concept de réacteur rapide européen EFR.

**c. Sûreté et fiabilité.** Les clients sont certes l'industrie électronucléaire, les autorités réglementaires et le programme naval du Ministère de la Défense, mais aussi de plus en plus souvent les industries des transports, de l'eau, du pétrole et du gaz.

**d. Services pétroliers.** Là encore la formule des clubs R&D est maîtresse. Les activités de consultant concernent des domaines comme l'ingénierie des réservoirs, l'ingénierie des process, l'ingénierie de sûreté, l'ingénierie de l'environnement... La Division met l'accent sur le développement de codes de calcul. Elle fournit également des produits comme des pompes, des échangeurs de chaleur, des séparateurs, des matériaux composites, des équipements de tests non destructifs...

**e. Services pour combustibles.** Cette Division contracte avec des laboratoires de recherche nationaux ou étrangers pour procéder au retraitement dans ses installations de Dounreay de toutes sortes de combustibles. Elle commercialise également des combustibles pour réacteurs de recherche, et va mettre en oeuvre une installation de fabrication de combustible faiblement enrichi pour répondre à une demande croissante. Elle dispose également d'une installation de fabrication de Mox à Windscale, d'une capacité de 8 tonnes par an, pour réacteur REP.

**f. Environnement et énergie.** Cette Division opère dans le contrôle intégré de pollution, les effets sur la santé au travail, les biotechnologies, les aérosols, la



combustion et l'énergie. Le service d'analyses chimiques tient une place importante ; une unité de soutien aux technologies de l'énergie fournit un appui technique, économique et commercial aux départements ministériels concernés et aux autres clients. Un Centre de Sécurité de l'Environnement développe les compétences de la Division au plan international.

**g. Fusion.** Cette Division travaille essentiellement pour le compte du gouvernement britannique et de la Communauté européenne (projet JET, *Joint European Torus*). Cependant la Division exerce également une activité commerciale auprès d'autres laboratoires impliqués dans les recherches sur la fusion, en vendant des services ou des instruments de mesure et contrôle.

**h. Démantèlement et déchets radioactifs.** Cinq grands « produits » sont proposés par cette Division : déclassement, démantèlement et décontamination des réacteurs et d'autres installations, traitement des déchets radioactifs, immobilisation, conditionnement et transport des déchets, stockage des déchets et conception des installations de stockage, opérations à distance et robotique en ambiance hautement radioactive.

**i. Technologies industrielles.** Il s'agit d'une Division qui a à l'évidence une dimension commerciale très marquée : elle contracte avec près de 2 000 clients chaque année. Ses activités – très variées quant à leur contenu – consistent essentiellement dans un soutien R&D apporté à ses clients et la fourniture d'équipements spécialement conçus pour les besoins des clients. Elle est le lieu privilégié de création des « Clubs R&D » où se retrouvent au sein d'une instance informelle de concertation de multiples institutions afin de partager les efforts et les résultats des recherches.

## **4.2 L'appui technique en matière de protection radiologique : le NRPB**

### **4.2.1 Les missions du NRPB**

Le NRPB (*National Radiological Protection Board*) est un démembrement de la Division de la Santé et de la Sécurité créée au sein de l'UK AEA en 1958 suite aux conclusions du rapport FLECK. Douze ans après, l'importance croissante de la radioprotection, son impact auprès du public et la nécessité de plus en plus largement ressentie par diverses organisations d'obtenir des conseils et avis sur ces questions ont conduit à détacher la Division radiologique de la Division de la Santé et de la Sécurité.

Depuis 1970, le NRPB opère donc de façon indépendante, en vertu du *Radiological Protection Act* adopté par le Parlement cette année là : "*Loi destinée à l'établissement d'un National Radiological Protection Board et d'un Comité consultatif, dont les fonctions sont relatives à la protection de l'homme contre les dangers des radiations et aux questions connexes.*"

Le Comité consultatif a été abrogé par une loi de 1983 sur les Services sociaux et de Santé et la Sécurité sociale. Les fonctions du NRPB telles que définies par la loi sont :

"- par le biais de la recherche ou de tout autre moyen, faire avancer l'acquisition des connaissances sur la protection de la personne humaine des dangers des radiations ;"

*"- fournir des informations et des avis aux personnes (y compris les départements ministériels) qui exercent des responsabilités au Royaume Uni en relation avec la protection contre les dangers des radiations soit pour le public en général, soit pour certaines composantes du public."*

A cet égard, le NRPB a le pouvoir de fournir des services techniques aux personnes concernées par les dangers des rayonnements et de leur faire supporter la charge financière de ces services, comme des informations et des conseils donnés.

Le NRPB doit, en accord avec les orientations qui lui sont données par les Ministères impliqués dans les questions de santé<sup>9)</sup>, et sous réserve des compétences dévolues par les autres lois à ces Ministères :

- assumer les responsabilités précédemment dévolues au Service de Protection radiologique du Conseil de la Recherche médicale (MEDICAL RESEARCH CONCIL) ;
- exercer en lieu et place de l'UK ATOMIC ENERGY AUTHORITY les activités relatives aux conséquences des rayonnements sur la santé et la sécurité.

Pour accomplir les missions dont il est investi, le NRPB dispose d'une autonomie de principe, tempérée par certaines obligations. En particulier il doit opérer en liaison avec les autres autorités et organismes publics qui ont compétence dans son domaine d'activité :

- le Secrétaire d'État aux Services sociaux, après consultation de l'ATOMIC ENERGY AUTHORITY et du MEDICAL RESEARCH COUNCIL, peut par ordonnance conférer au NRPB toute nouvelle fonction ayant trait à son champ général de compétence, ou lui retirer toute fonction conférée par la Loi de 1970 ou en vertu de son application, ou modifier ses compétences ;
- si ses activités recouvrent un domaine de compétence de la Commission de la Santé et de la Sécurité, le NRPB doit agir en consultation avec cette Commission et prendre en considération les politiques qu'elle a adoptées ;
- s'il y est invité par les Ministres chargés de la Santé, le NRPB doit passer un accord avec la Commission de la Santé et de la Sécurité pour accomplir au nom de la Commission celles de ses fonctions qui touchent aux rayonnements, ionisants ou non (y compris les rayonnements non électromagnétiques).

En application de ces dispositions, les Ministres de la Santé ont tout d'abord passé un arrangement disposant que leurs compétences sont exercées en leur nom à tous par le Secrétaire d'État aux Services sociaux. En vertu de cet arrangement, le Secrétaire d'État aux Services sociaux a adressé au NRPB le 28 mai 1975 une instruction lui demandant de passer un arrangement *ad hoc* avec la Commission de la Santé et de la Sécurité afin d'exercer en Grande Bretagne les fonctions de celle-ci.

<sup>9)</sup> Le Secrétaire d'État à l'Emploi et aux Services sociaux, le Secrétaire d'État à l'Écosse, le Secrétaire d'État pour le Pays de Galles, le Secrétaire d'État pour la Santé et les Services sociaux pour l'Irlande du Nord.

Par la suite, le Secrétaire d'État aux Services sociaux a adressé au NRPB le 9 août 1977 deux instructions sur des sujets à fondement scientifique :

- le NRPB doit donner un avis aux départements ministériels et aux autres organismes publics concernés chaque fois que : 1/ la CIPR publie de nouvelles recommandations ; 2/ la Commission des Communautés européennes propose l'adoption de normes de radioprotection au Conseil des Ministres ; 3/ une agence du système des Nations Unies recommande l'adoption de nouvelles normes ; 4/ l'OCDE ou son Agence pour l'Énergie nucléaire propose une décision ou recommande de nouvelles normes ; cet avis doit porter sur l'acceptabilité de ces recommandations ou propositions et sur leur éventuelle application dans le Royaume Uni ; pour élaborer son avis, le NRPB doit prendre en considération l'avis donné par le MEDICAL RESEARCH COUNCIL sur les fondements biologiques sur lesquels reposent les normes proposées ;
- le NRPB doit définir les niveaux de référence pour l'intervention en cas d'urgence ainsi que des directives sur la façon de les établir et les utiliser, à l'intention des personnes responsables de la protection du public en cas d'accident mettant en jeu, ou susceptible de mettre en jeu, des doses supérieures aux limites de dose fixées par les textes réglementaires.

#### **4.2.2 Organisation et moyens du NRPB**

Le NRPB en lui même (le *Board*) est constitué autour d'un président et de sept membres au moins, mais douze au plus, désignés par les Ministres chargés de la Santé après consultation de l'ATOMIC ENERGY AUTHORITY et du MEDICAL RESEARCH COUNCIL. Le Secrétaire d'État aux Services sociaux peut modifier ces nombres, après consultation du *Board*. Dans la pratique, aux termes d'un arrangement passé entre les Ministres chargés de la Santé, les nominations sont effectuées par le Secrétaire d'État aux Services sociaux.

Le NRPB peut tirer ses ressources du Parlement d'Irlande du Nord, de l'AEA ou du MEDICAL RESEARCH COUNCIL ainsi que de toute autre source - en rémunération des services rendus. Les fonds apportés par le Secrétaire d'État aux Services sociaux, à partir des fonds approuvés de façon générale par le Parlement assurent l'équilibre du budget *in fine*.

Le NRPB doit établir chaque année une situation comptable ainsi que d'autres relevés destinés à être soumis au Secrétaire d'État aux Services sociaux. Celui-ci les soumet à son tour au Parlement en même temps que son propre rapport, après que cette situation a été examinée et certifiée par le Vérificateur des Comptes.

Le budget du NRPB approche les 15 M£. Plus de 55%, soit près de 8,5 M£ proviennent des recettes extérieures (9% seulement lors du premier exercice, 1971-1972). Sur ces 8,5 M£ de recettes extérieures, 55% environ proviennent de contrats de recherche financés totalement ou en partie par les contractants, 23% des services de surveillance individuelle, 9% du service de conseil en protection radiologique et 12% des autres services de routine.

Différentes institutions sont à l'origine de ces 8,5 M£ : pour 46%, les départements ministériels, pour 43% le secteur privé, pour 8% la Commission des Communautés européennes et pour 3% les autres organismes publics nationaux.

Le budget prévisionnel pour 1993-94 s'élève à 14 M£ environ, dont seulement 6 M£ apportés par les fonds gouvernementaux.

Les effectifs du NRPB se montent à 350 personnes environ. Ils sont répartis géographiquement sur trois centres (Chilton, Leeds, Glasgow) et fonctionnellement entre un département administratif et sept départements opérationnels : évaluation des doses, rayonnements non ionisants, mesures radiologiques, instrumentation, effets biomédicaux, études d'environnement, opérations industrielles.

#### **4.2.3 Les activités du NRPB**

Celles-ci sont très nombreuses. Elles sont comparables dans une certaine mesure à celles qui sont effectuées au sein de l'IPSN par le Département de Protection de la Santé de l'Homme et de Dosimétrie. On peut les répartir en quatre grandes catégories.

a. Normes et services techniques. Ce terme recouvre de nombreuses activités :

- analyse des recommandations et normes internationales : suite à la publication des nouvelles recommandations de la CIPR en 1990, le NRPB a entamé une étude approfondie des fondements de ces recommandations ; une partie du travail effectué a consisté à réévaluer au regard des données disponibles sur le Royaume Uni les estimations de la CIPR sur le détrimement infligé à la population ; le NRPB a ensuite publié un document avalisant les nouveaux concepts qui fondent la CIPR 60 et a poursuivi ses investigations sur certains points particuliers ;
- dans le domaine médical, le NRPB s'est intéressé aux doses délivrées lors des tomographies par rayons X, et a développé une approche active de conseil aux établissements médicaux concernés ; il agit de même en ce qui concerne les radiographies dentaires auprès des professionnels concernés ;
- le NRPB conseille près de 700 organismes dans le Royaume Uni sur des questions très diverses liées à la protection radiologique (équipements médicaux, contrôleurs d'aéroports...) ;
- les services techniques divers recouvrent les tests de fuite des sources scellées, l'assistance à la décontamination, la surveillance radiologique, les analyses radiochimiques...
- la surveillance individuelle de l'exposition constitue une des activités majeures ; le nombre de travailleurs surveillés reste stable depuis quelques années à environ 60 000 personnes ; le NRPB a travaillé de plus à l'amélioration des dosimètres thermoluminescents et à l'installation d'un système efficace de conservation des informations dosimétriques ;

- le NRPB dispense des cours de radioprotection à l'Université ou à destination professionnelle, y compris à des étudiants étrangers.

**b. Sciences de l'environnement.** Les activités regroupées sous cette dénomination sont assez disparates et ne sont pas toutes relatives à des connaissances dites « fondamentales » :

- le NRPB a engagé des investigations très poussées sur le radon domestique, et plus de 100 000 ménages ont désormais fait l'objet de mesures sur leur domicile, essentiellement en Cornouailles, où la concentration de radon est en moyenne supérieure à 100 Bq/m<sup>3</sup> ; près de 12 000 maisons excèdent le niveau d'intervention, fixé à 200 Bq/m<sup>3</sup> ; de nombreux programmes gravitent autour du programme « Radon », touchant par exemple à la métrologie ;
- la recherche environnementale en général s'intéresse à des sujets « classiques » : transfert des radionucléides dans les chaînes alimentaires, dans les sols et les systèmes hydrologiques... un aspect particulier est relatif aux conséquences des rejets radioactifs dans l'environnement, avec les évaluations concomitantes des doses reçues, à la fois pour les installations nucléaires que pour les stockages de déchets ;
- l'évaluation des plans d'accident et d'urgence découle des responsabilités dévolues au NRPB dans la détermination des niveaux de référence pour l'intervention et dans la coordination des moyens de suivi de la contamination ; le NRPB travaille, souvent sous contrat avec la CEE, à développer des outils informatiques d'aide à la décision en cas de crise.

**c. Sciences biomédicales.** Les activités poursuivies sous ce chapitre peuvent être réparties en deux catégories :

- l'épidémiologie, avec le début des analyses systématiques du Registre national des Travailleurs exposés aux Rayonnements ; le NRPB travaille également sur l'étude des participants aux programmes de tests des armes nucléaires ; il va établir une connexion entre le Registre des Travailleurs et les bases de données nationales relatives aux cancers des enfants, afin d'étudier la validité des hypothèses et résultats avancés par le Dr. GARDNER <sup>(10)</sup> ; de même une étude croisée est montée entre les résultats des investigations effectuées sur la répartition du radon dans les habitations domestiques et les données recueillies par le Fonds Impérial pour la Recherche sur le cancer ;
- la dosimétrie interne, avec son cortège d'études cytogénétiques et moléculaires, ses investigations sur l'absorption, la fixation et l'élimination des radioéléments dans le corps humain ; par exemple, le NRPB mène actuellement des expériences avec des volontaires humains pour mesurer l'absorption de certains isotopes de plutonium de faible activité spécifique.

---

<sup>10</sup> Dans une publication retentissante, le Dr. GARDNER établissait en 1990 un lien statistique entre les leucémies juvéniles et la radioexposition du père avant la conception de l'enfant.

d. **Étude des rayonnements.** Dans le domaine des rayonnements non ionisants, le NRPB a mis en place un groupe consultatif, qui a commencé à publier quelques rapports. Les premiers éléments indiquent qu'il n'apparaît pas de réelle évidence que les champs électromagnétiques variables exercent des effets cancérigènes. Des études biologiques cherchent à élucider les éventuels mécanismes d'action des champs puissants sur les cellules, tandis que des études théoriques s'efforcent d'établir des méthodes précises pour le passage de la connaissance des champs mesurés à celle de leurs (éventuels) effets sur le public.

Dans le domaine des rayonnements ionisants, le NRPB travaille à mettre au point ou améliorer divers instruments de mesure (dosimètres individuels...).

Je tiens à noter ici l'orientation soutenue du NRPB vers la communication extérieure, à travers les cours et stages que j'ai mentionnés plus haut, mais aussi les multiples publications qui émanent de cette institution : les *Documents du NRPB*, à parution trimestrielle, font le point sur des activités particulières, le plus souvent conséquences d'obligations réglementaires ou déclarations officielles du *Board* sur un sujet déterminé ; le *Bulletin de Protection radiologique*, à parution mensuelle, contient des articles variés, des « brèves » et des informations sur les cours dispensés dans les trois centres du NRPB ; enfin le rapport annuel fait un point général sur les activités.

#### 4.2.4 *Quelle indépendance de jugement pour l'appui technique de l'autorité ?*

Le NRPB rassemble l'essentiel des compétences nationales en matière de radioprotection. Ceci peut poser quelques problèmes au cas où les autorités chercheraient à obtenir un avis auprès du NRPB, celui-ci étant par ailleurs intervenu comme conseil auprès de l'exploitant.

Ceci ne semble pas inquiéter outre mesure le Dr. CLARKE, Directeur du NRPB, qui ne m'a pas caché, lors de nos entretiens, que le NRPB peut être amené à travailler sur les mêmes sujets pour le compte des exploitants d'une part et du HSE d'autre part. Il y a, paraît-il, une "forte interaction" entre les trois pôles impliqués. Bref, "il n'y a pas de difficultés ni de conflits d'intérêts."

Le NRPB peut même donner son avis aux deux parties lors d'instances judiciaires, si celles-ci le lui demandent ! Ainsi lors d'un procès qui s'est tenu en 1993 autour d'éventuels cancers provoqués par les installations de Sellafield, deux plaignants ont demandé le témoignage du NRPB, qui a également été amené à témoigner pour BNFL. Le NRPB peut également assortir ses prestations de son « intime conviction » ("*our honest evidence*"). Il est vrai que dans le cas de ce procès particulier, l'instance avait été divisée en deux segments différents, ce qui facilitait en l'occurrence le double positionnement du NRPB.

En définitive, s'il est vrai que le quasi monopole de l'expertise que détient le NRPB ne contribue pas à une saine visibilité de son indépendance, il me paraît possible de faire confiance au pragmatisme anglo-saxon pour résoudre avec bonheur toute difficulté qui pourrait apparaître dans l'exercice délicat de l'indépendance de jugement.

La vraie question de l'indépendance réside peut-être dans les liens statutaires, même distendus, qui continuent d'unir l'UK AEA et le NRPB. Celui-ci a-t-il rompu définitivement le cordon ombilical ?

## **C. LE CONTROLE DE LA SURETE NUCLEAIRE CHEZ L'EXPLOITANT**

### **1. LE CONTROLE DE LA SURETE ET DE LA SECURITE CHEZ NUCLEAR ELECTRIC**

Bien que née récemment, d'un point de vue formel, NUCLEAR ELECTRIC bénéficie de toute l'expérience du programme nucléaire anglais puisque la compagnie en est l'héritier direct.

#### **1.1 Les principes de la sûreté nucléaire**

##### ***1.1.1 Une implication au plus haut niveau***

La prise en compte de la sûreté nucléaire est assurée au plus haut niveau de la compagnie. Le Conseil d'administration est responsable en dernier ressort au regard de la loi pour la sûreté et de la sécurité, sous tous leurs aspects.

La responsabilité effective de la définition de la politique en matière de sûreté et sécurité est dévolue à une Direction de la Santé et de la Sécurité. Le Directeur ne fait pas partie des six Directeurs exécutifs qui assistent au plus près le Président, mais il rapporte directement à celui-ci et au Directeur général pour son domaine de compétence. Le Directeur est responsable des actions suivantes :

- développement et maintien de politiques adéquates et de normes formelles ;
- influence active sur les activités de la compagnie de façon à promouvoir des niveaux de performance satisfaisants ;
- coopération active avec les autorités sur les questions réglementaires ; gestion de toutes les relations et interfaces avec les autorités réglementaires ;
- examen permanent par le biais de surveillances, d'audits, d'inspections ou d'évaluations pour vérifier l'efficacité des actions menées dans la compagnie ;
- examen périodique de l'adéquation et l'efficacité des « arrangements » pratiqués dans la compagnie ;
- évaluation des influences externes (nationales ou internationales) actuelles ou futures, touchant à la santé, la sûreté, la qualité et l'environnement, afin de mettre au point la stratégie qui conduira à en maximiser les effets bénéfiques et en minimiser les effets néfastes ;
- services indépendants d'évaluation de la sûreté industrielle, la qualité et la santé au travail offerts à toutes les branches de la compagnie ;

**Directeur de la Santé et de la Sécurité**

Sûreté professionnelle et stratégie de la sûreté	Service médical	Sûreté en exploitation	Sûreté sur les REP	Politique de la qualité
influence sur la législation concernant la sûreté développement et application de la politique de la compagnie assistance pour la mise au point de références élevées pour les performances en matière de sûreté industrielle et radiologique veille extérieure sur les questions de radioprotection et de sûreté industrielle contribution au développement de la culture de sûreté identification des déficiences et développement des politiques et normes à appliquer aux domaines importants pour la sûreté	assistance à la direction pour préserver et promouvoir une bonne santé générale et prévenir les maladies professionnelles conseil à la compagnie pour toutes les questions touchant à la santé assistance à la direction pour le respect des exigences réglementaires en matière de santé maintien d'un service de qualité destiné à assurer la santé des travailleurs influence sur la législation concernant la santé au travail soutien technique pour les situations d'urgence radiologique ou non	contribution indépendante à l'assurance de la sûreté d'exploitation dans les unités en service ou déclassées et sur tous les autres sites ; cette assurance s'exerce par une surveillance des activités liées à la sûreté, qui repose sur des inspections sur site et l'examen technique des changements réels ou potentiels dans les dossiers de sûreté ou les pratiques d'exploitation gestion des interfaces avec les autorités réglementaires dans ces domaines liaisons informelles avec le NII pour assurer l'octroi dans un délai raisonnable des consentements réglementaires formels	évaluation de la conception, construction, mise en service et exploitation de Sizewell B et des futurs REP, en collaboration avec les unités compétentes, dont la Division de l'Exploitation négociation en temps utile des autorisations de site pour les REP, des conditions associées et des limites réglementaires d'effluents gestion de l'interface avec les autorités réglementaires dans ces matières	développement et maintien de la politique de la qualité dans la compagnie, surveillance, examen et rapport sur sa mise en oeuvre et son efficacité soutien à la mise en oeuvre de la politique de qualité dans les autres départements de la compagnie évaluation de la compétence des auditeurs internes en matière de qualité, pour maintenir un haut niveau d'exigence ; tenue d'un schéma de gestion des auditeurs qualité représentation de la compagnie dans les instances extérieures traitant des normes et pratiques en matière de qualité gestion des relations avec les autorités compétentes en matière de qualité

Le directeur de la planification et de la protection de l'environnement (Division de la Planification et de la Construction) est responsable devant le Directeur de la Santé et de la Sécurité pour toutes les questions relatives à la politique de protection de l'environnement, l'établissement des normes relatives à l'environnement et la surveillance des performances de NUCLEAR ELECTRIC en ce domaine



- intervention à tout moment dans toute activité de la compagnie où les questions relatives à la santé et la sécurité ne seraient pas traitées au mieux.

La Direction rassemble une centaine de personnes ; un tel chiffre s'explique par le fait qu'elle a sous son autorité l'ensemble des services médicaux de la société.

Au moins une personne de la Direction est présente sur chaque site. Elle conseille le chef de site, qui est le premier responsable de la sûreté et la sécurité des travailleurs, et vérifie que la politique définie au niveau des services centraux est valablement et correctement appliquée.

### *1.1.2 La Charte de la Santé et la Sécurité*

Cette implication au plus haut niveau se concrétise dans une Charte publiée par la Direction générale de NUCLEAR ELECTRIC, adoptée par son Conseil d'administration et signée par son Président. La Charte établit : la politique de NUCLEAR ELECTRIC pour la santé et la sécurité du travail, les devoirs du personnel, les cinq principes fondateurs, l'organisation et les arrangements tendant à assurer la réalisation de cette politique.

La Charte répond ainsi aux exigences du *Health and Safety at Work Act* de 1974.

Elle contient en premier lieu l'engagement solennel du Conseil d'administration de fournir et maintenir des conditions de travail sûres et ne nuisant pas à la santé et des installations et équipements sûrs. Le but de cet engagement est de sauvegarder, aussi loin que cela est raisonnablement praticable, la santé et la sécurité des travailleurs, des visiteurs, des contractants et du public en général.

En droite ligne avec les principes de la loi de 1974, la Charte réaffirme ensuite les devoirs des salariés : le succès de la politique de santé et sécurité repose sur leur implication quotidienne et le contact direct avec la hiérarchie.

Le Conseil d'administration énonce ensuite les cinq principes qui doivent être respectés pour que soient satisfaites les exigences de la politique de sûreté :

- "- tout ce qui est raisonnablement praticable doit être fait pour prévenir les accidents et les maladies professionnelles ;"
- "- tout ce qui est raisonnablement praticable doit être fait pour minimiser les conséquences de tout accident ayant des conséquences radiologiques ;"
- "- aucune personne ne doit recevoir de dose de rayonnements ionisants excédant la dose limite réglementaire du fait du fonctionnement normal en exploitation ;"
- "- l'exposition de toute personne aux rayonnements doit être maintenue à un niveau aussi bas que raisonnablement praticable ;"
- "- l'équivalent de dose collective aux travailleurs et au public résultant du fonctionnement de l'installation nucléaire doit être maintenu aussi bas que raisonnablement praticable."

La Charte détermine ensuite l'organisation précise des responsabilités au regard de la sûreté et de la sécurité au travail :

*"Le Conseil d'administration de NUCLEAR ELECTRIC est en dernier ressort le responsable ultime de la santé et la sécurité dans la compagnie. Les devoirs qui découlent de cette responsabilité sont exercés par une délégation continue et ininterrompue tout au long de la chaîne de management jusqu'au premier niveau de supervision dans tous les lieux de travail. Ces devoirs doivent être discutés et approuvés avec les personnes concernées et spécifiés dans la documentation du lieu de travail."*

*"Les membres de la Direction générale sont responsables de la bonne application dans leur domaine de responsabilité et du niveau adéquat des ressources qui lui sont affectées."*

*"Les agents de maîtrise sur les lieux de travail sont responsables de la mise en oeuvre de la politique sur leur site et de la surveillance de son application. Ils doivent publier une Déclaration locale sur la Santé et la Sécurité qui retrace les arrangements pris pour mettre en oeuvre la politique et les moyens de contrôle."*

*"Le Directeur de la Santé et de la Sécurité a la responsabilité, au nom du Président et du Conseil d'administration de NUCLEAR ELECTRIC, de s'assurer que tous les moyens nécessaires sont pris pour accomplir des performances satisfaisantes dans les domaines de la santé, de la sécurité et de la qualité. Ceci implique de développer une politique, des normes et des guides d'action ainsi que de pratiquer un examen indépendant des performances accomplies dans ces domaines."*

*"Les Superviseurs chargés des contrats extérieurs individuels ont la responsabilité de s'assurer que les contractants ont pris connaissance de cette Charte, des exigences contenues dans [un document de NUCLEAR ELECTRIC sur les relations avec les contractants] et dans la déclaration locale sur la santé et la sécurité."*

Enfin les derniers paragraphes décrivent dans le détail les domaines d'intervention des arrangements visant à préciser les mesures d'application de la politique générale.

Conformément à la conception britannique de la sûreté, le concept de « sûreté nucléaire » est immergé dans le concept plus général de « sûreté au travail » : l'installation doit être sûre pour ne pas porter dommage à l'homme, elle est sûre par l'attention que porte l'homme à son travail, à tous les stades de la conception, la construction et l'exploitation.

## **1.2 La mise en oeuvre de la sûreté et de la sécurité**

### **1.2.1 Quelques informations relatives à l'organisation de la sûreté**

a. La prise en compte de la sûreté dans les différentes branches de la compagnie est apparente dans les fonctions officiellement dévolues à ces branches. Le directeur exécutif pour l'exploitation doit s'assurer que les plus hauts standards de sûreté sont maintenus dans toutes les activités opérationnelles. Sous son autorité, les directeurs de site doivent s'assurer que les centrales sont exploitées dans les conditions fixées par

les autorisations réglementaires, que toutes les activités sont accomplies en accord avec les codes réglementaires de bonnes pratiques et en respectant la sécurité du personnel et de la centrale. La sûreté devant faire partie intégrante du comportement de tout le personnel, il n'existe pas de département de sûreté sur les sites. En revanche un département s'occupe spécialement de la radioprotection.

Sous l'autorité du directeur exécutif pour la planification et la construction, des équipes spécifiques s'assurent du respect des exigences de sûreté dans toutes les étapes de la conception, de la construction et de la mise en service ; elles contribuent également en tant que de besoin à l'élaboration des rapports de sûreté.

Les équipes placées sous l'autorité du directeur de la Technologie doivent élaborer et mettre à jour des dossiers de sûreté et fournir toutes justifications de sûreté ou évaluations détaillées si nécessaire.

**b. L'organisation du retour d'expérience** m'a été présentée comme très structurée et efficace. Dans chaque centrale une petite unité est chargée de recueillir, analyser et classifier les événements et de réfléchir aux actions correctrices qui peuvent être envisagées au niveau local.

Au niveau central, le département de soutien à l'exploitation rassemble les rapports émanant des centrales ainsi que les informations provenant du monde entier. Il diffuse très largement une note d'information journalière en plus de son travail de réflexion sur le fond.

Certes mes interlocuteurs ont reconnu que l'information tirée de l'expérience internationale ne concerne pas directement les réacteurs refroidis au gaz qui sont utilisés au Royaume Uni. Cependant ils s'efforcent de maximiser les enseignements que l'on peut tirer des problèmes plus larges, comme le vieillissement des matériaux.

Il est à noter que le Comité de Sûreté nucléaire, qui se réunit généralement tous les mois examine les demandes courantes de modification des centrales et est destinataire des rapports rédigés par celles-ci. Il est donc lui aussi un lieu du retour d'expérience, mais moins opérationnel puisqu'il a peu de prise directe sur le processus de décision.

**c. Le soutien technique** est très important. Il faut prendre en compte le fait qu'aujourd'hui NUCLEAR ELECTRIC est pratiquement son propre concepteur et que la société doit donc trouver en son sein suffisamment de compétences techniques.

La compagnie dispose de quatre centres de recherche et laboratoires, situés à Gravesend (estuaire de la Tamise), Cheddar (près de Bristol, centre de tests de structures), Berkeley (estuaire de la Severn) et Wythenshawe (près de Manchester).

Une Division du soutien technique rassemble près de 1000 personnes, mais l'organigramme de NUCLEAR ELECTRIC est plutôt compliqué dans ce domaine. Il existe en effet au même niveau hiérarchique trois Directeurs opérationnels qui ont compétence dans des matières relevant du soutien technique : Directeur de l'ingénierie, Directeur de la Technologie, Directeur du Soutien technique.

d. La formation des opérateurs fait partie des obligations incluses dans les conditions d'autorisation. Bien sûr un programme spécifique est défini pour chaque fonction. Par ailleurs chaque site définit ses propres besoins, en cohérence avec le programme élaboré au niveau des services centraux. Il ne faut pas oublier que chaque centrale Magnox par exemple est pratiquement un cas d'espèce...

J'ai été surpris par une appréciation formulée par le Dr. B. EDMONSON, Directeur de la Santé et de la Sécurité, qui estime qu'il est souvent difficile de persuader les gens qu'ils ont besoin d'être formés...

Au demeurant le NII souhaite souvent contrôler le caractère adéquat de la formation dispensée. Celle-ci repose sur des programmes de formation technique et des savoir faire plus généraux (par exemple des formations par vidéo pour les managers de haut rang).

NUCLEAR ELECTRIC dispose de plusieurs centres (Agecroft, près de Manchester ; Oldbury, qui dispose de plusieurs simulateurs plein échelle pour réacteurs Magnox et AGR ; Cliff Quay, qui abrite les simulateurs REP destinés à la formation des opérateurs de Sizewell B).

e. La maintenance est pilotée dans chaque centrale par une structure spécifique qui fournit le soutien nécessaire à la maintenance courante en exploitation. Pour l'arrêt de tranche le plan de maintenance doit être approuvé au préalable par l'autorité de sûreté, qui doit également vérifier que les travaux ont été correctement effectués avant d'autoriser le redémarrage. Les travaux importants peuvent requérir l'intervention du Département des Projets opérationnels.

Les intervenants extérieurs doivent suivre les exigences et répondre aux spécifications posées par NUCLEAR ELECTRIC. La compagnie a d'ailleurs édité un « guide » présentant celles-ci de façon générale.

f. L'assurance qualité est une exigence générale imposée à toutes les unités opérationnelles, par les Normes standardisées britanniques sur l'Assurance qualité. Chaque structure importante (par exemple chaque centrale) dispose de son propre groupe d'experts en assurance qualité. La politique d'assurance qualité pour l'ensemble de la compagnie est prise en charge au sein de la Direction de la Santé et de la Sécurité.

g. Dans la lignée des questions touchant à la formation des hommes, mais de portée beaucoup plus vaste, s'inscrit l'action en faveur du développement d'une culture de sûreté chez l'exploitant. En 1991, NUCLEAR ELECTRIC a introduit un programme spécial, « Travail d'Équipe pour la Performance » (TPP), qui mettait l'accent sur l'importance du travail en équipe pour améliorer ses performances dans tous les domaines et parvenir au meilleur développement des personnes.

Un audit général s'est achevé en août 1991, sur la base de 20 éléments clefs pour la sûreté définis après l'introduction un an auparavant de l'*International Safety Rating System* (ISRS). Comme conséquence, des rapports de suivi furent envoyés à chaque site nucléaire pour susciter des initiatives à la fois spécifiques aux sites et adaptables au

niveau de la compagnie toute entière. Les sites furent ainsi amenés à mettre au point des plans d'action locaux destinés à fournir des éléments d'appréciation quantitatifs pour juger des améliorations de la sûreté.

Ces audits partiels et l'audit général conduits selon les critères de l'ISRS montraient le besoin d'un entraînement plus poussé dans les pratiques modernes de gestion de la sûreté. Afin de répondre à cette carence ainsi révélée, une série de cours de deux jours a été organisée, chaque site envoyant progressivement une part importante de son personnel.

Enfin deux examens importants de culture de sûreté ont été mis en oeuvre en 1991 par NUCLEAR ELECTRIC :

- le premier était fondé sur la publication INSAG de l'AIEA consacrée à ce sujet ; une étude interne de NUCLEAR ELECTRIC a montré que la plupart des questions abordées avaient déjà reçu une réponse satisfaisante ;
- le second se fondait sur une étude « Performance de la Sûreté » réalisée pour le compte de NUCLEAR ELECTRIC par des consultants ; cette étude prenait ses sources dans l'analyse des « caractéristiques de sûreté » de divers accidents (comme l'incendie de la plateforme pétrolière PIPER ALPHA) ou diverses institutions réputées pour leur approche de la sûreté et leur succès en la matière (comme la centrale canadienne de Darlington) ; elle s'attachait à cerner les pratiques et systèmes de gestion tendant à promouvoir et intégrer la sûreté ; sur la base des résultats de cette étude, un groupe de travail trans-directions a examiné les pratiques courantes de sûreté chez NUCLEAR ELECTRIC, a décerné un satisfecit global et indiqué les quelques points sur lesquels il lui semblait pouvoir demander quelque amélioration.

Ces actions en faveur de la culture de sûreté me paraissent particulièrement importantes, surtout chez un exploitant qui entreprend de faire un saut technologique en passant à une autre filière que son fonds de commerce historique.

**h. Le cas de Sizewell est évidemment spécifique.** La centrale est de conception nouvelle pour la société d'une part, elle n'est pas encore construite d'autre part. Je relève cependant pour ce qui relève de la sûreté plusieurs informations intéressantes :

- le NII a exigé que la formation des (futurs) opérateurs débute sur le simulateur pleine échelle installé à Cliff Quay près d'un an avant la date prévue pour le début des opérations (qui a d'ailleurs été repoussée de quelques semaines) ; NUCLEAR ELECTRIC dispose d'un centre de formation dédié, équipé de ce simulateur plein échelle et de quatre autres simulateurs de fonctions particulières ;
- une attention toute particulière est accordée aux facteurs humains et sociaux, compte tenu de la spécificité de l'installation pour nos voisins d'Outre Manche ; un spécialiste est affecté à cette seule fonction.

Dans cette optique, la direction de NUCLEAR ELECTRIC semble très sensible à la motivation des travailleurs. J'ai pu juger sur le terrain que celle-ci est très forte : Sizewell a l'attrait de la nouveauté, d'une découverte aventureuse qui ouvre des horizons nouveaux - et peut-être donne aux Britanniques le sentiment qu'ils « rattrapent » les autres grandes nations nucléaires au plan de la technologie...

J'ai cependant la certitude que la direction générale de la compagnie ne se repose pas sur ce sentiment fragile, mais a pris à bras le corps, à travers les réflexions menées par la Division de la Santé et de la Sécurité, la question du management de la sûreté.

Ainsi il est clairement écrit dans les documents définissant les objectifs, missions et organisation de la hiérarchie de Sizewell B que cette structure doit promouvoir en premier lieu la sûreté, puis la sensibilisation commerciale, puis la flexibilité et la capacité de réponse, puis la dévolution des responsabilités et de l'autorité aussi bas que possible dans l'échelle hiérarchique.

Un effort de réflexion considérable a été mené pour définir la structure de direction de la centrale, en liaison avec les meilleures pratiques internationales. Elle rompt avec le mode traditionnel d'organisation des centrales britanniques, autour de quatre pôles : Sizewell ne comprendra que trois pôles de responsabilité autour du Directeur de site : le soutien au management, la production, le soutien technique. La validité de cette approche a été confirmée par une mission pré-OSART de l'AIEA conduite en 1991.

Enfin l'exploitant est manifestement soucieux d'utiliser Sizewell comme outil d'« épanouissement » de son personnel, gage d'un engagement permanent au service de la sûreté et de la production d'énergie. La politique des plans de carrière est étudiée dans le détail, de même que le programme de soutien aux compétences professionnelles ainsi que les mesures à prendre pour éviter la stérilisation des compétences et des initiatives.

Ceci me paraît relever d'une approche très saine, très volontariste et très prudente à la fois des impératifs de la sûreté. Au delà d'une installation que l'exploitant espère voir devenir une « tête de série » pour l'électricité nucléaire britannique, j'y vois avec satisfaction l'expression d'une conscience, d'une intime conviction, chez cet exploitant que le nucléaire ne peut vivre et progresser qu'à condition que la sûreté devienne aussi nécessaire à chacun que l'air qu'il respire ou l'eau qu'il boit.

### *1.2.2 Quelques résultats en matière de sûreté*

Il y parfois loin de la coupe aux lèvres... Mais les performances que j'avais mentionnées plus haut dans les domaines de la production et des finances se retrouvent dans une certaine mesure au regard des indicateurs de la sûreté.

Si l'on considère le classement des événements dans l'échelle INES - qui reste un outil de communication avec le public plutôt qu'un outil d'évaluation de la sûreté - il faut noter que les incidents de niveau 2 restent rares et que les incidents de niveau 1 sont au nombre d'une cinquantaine par an environ. Ces chiffres sont à interpréter avec nuances puisque la « politique de classement » par l'exploitant ou l'autorité de sûreté influe directement sur les nombres cités.

Cela n'empêche pas quelques incidents. L'un d'eux a d'ailleurs fait l'objet d'une révision en hausse au mois de septembre dernier, en passant du niveau 1 au niveau 2 car il aurait pu conduire à un incident de niveau 4 si la séquence avait été moins favorable. L'incident a eu lieu le 31 juillet 1993 à Wylfa sur un équipement de rechargement de combustible dont la partie inférieure s'était détachée. D'abord localisée sur un tube guide au-dessus du réacteur, elle s'est avérée être posée directement sur le tube à combustible. Le danger potentiel était ainsi un refroidissement insuffisant par diminution du débit de gaz passant par le tube, entraînant la fusion du combustible. Les études menées après la date de l'incident ont montré que cette fusion aurait été quasiment certaine si la chute était survenue sur un tube contenant du combustible plus irradié.

En matière de protection radiologique, alors que les nouvelles recommandations de la CIPR ne sont pas encore entrées en vigueur dans le droit interne britannique, l'industrie nucléaire a depuis 1991 fixé sa propre limite de dose à 20 mSv par an. NUCLEAR ELECTRIC a adopté une politique de restriction de la dose individuelle annuelle à 15 mSv. Je ne dispose pas de données plus récentes que celles de 1991.

*Nombre de personnes exposées et dose collective*

	1988	1989	1990	1991
<b>NUCLEAR ELECTRIC (personnels les plus exposés)</b>				
5-10 mSv	169	144	159	106
10-15 mSv	10	8	3	1
> 15 mSv	-	-	-	-
<b>Sous-traitants (personnels les plus exposés)</b>				
5-10 mSv	96	82	50	68
10-15 mSv	27	11	1	7
> 15 mSv	3	11	-	-
<b>Dose collective</b>				
personnel	8,2	7,8	8,2	6,9
sous-traitants	3,2	3,1	2,5	2,8
total	11,4	10,9	10,7	9,7

Il me paraît important de mentionner ici une étude publiée en septembre 1993 par le NRPB sur *L'exposition aux rayonnements de la population britannique*. Cinquième d'une série débutée dans les années 70, elle montre que dans l'ensemble de l'industrie nucléaire la dose moyenne annuelle est de 1 mSv, soit la moitié de la dose moyenne des personnels aériens navigants : 7 travailleurs sont au-delà de 15 mSv (contre 1 100 en 1987), dont un entre 20 et 30 mSv ; tous ces travailleurs sont situés à Sellafield.

9 019 travailleurs ont été exposés à Sellafield, dont 256 entre 10 et 15 mSv ; la dose collective est 18,5 H.Sv dont un cinquième pour les sous-traitants (qui représentent un quart des travailleurs surveillés) ; la dose moyenne individuelle est 2,1 mSv.

Dans les centrales 25 000 travailleurs sont surveillés ; la dose collective est 15 homme.Sv soit une dose moyenne individuelle de 0,6 mSv ; aucun travailleur n'est au-dessus de 15 mSv, mais 50 sont entre 10 et 15 mSv.

Les doses reçues par le public à partir des effluents sont évaluées à 0,3 µSv ; il est à noter que la dose moyenne annuelle est de 2,6 mSv dont plus de la moitié provient du

radon, 370  $\mu$ Sv proviennent de la médecine nucléaire et de l'usage des rayons X (ces doses ont augmenté de 25% du fait du développement des tomographies à rayons X), 5  $\mu$ Sv sont dus aux retombées des essais nucléaires atmosphériques. Les doses provoquées par les retombées de Tchernobyl seraient désormais à de "très faibles niveaux" dans les denrées alimentaires, mais "persistent dans certaines régions élevées où des restrictions sur les échanges de moutons sont encore appliquées."

## 2. LE CONTROLE DE LA SURETE A L'ATOMIC ENERGY AUTHORITY

### 2.1 Les évolutions dans l'organisation du contrôle de la sûreté

#### 2.1.1 Des origines à 1990

L'institution au sein de l'UK AEA d'une branche spécialement dévolue à la définition et la mise en œuvre d'une politique de sûreté était l'une des recommandations du rapport FLECK en 1958. Cette recommandation fut suivie d'effet et la Division de la Santé et de la Sécurité fut formée en 1959.

Comme je l'ai indiqué plus haut, le Service de protection radiologique en est détaché en 1970 pour former le noyau dur du NRPB. Les structures conservées au sein de l'AEA forment alors la Direction de la Sûreté et de la Fiabilité (*Safety and Reliability Directorate*). Le SRD a pour mission :

- la fourniture d'avis à la hiérarchie supérieure de l'AEA en ce qui concerne la politique de sûreté et de fiabilité et sa large application ;
- l'évaluation et l'inspection des réacteurs de l'AEA ;
- la coordination et la direction de la recherche en matière de sûreté des réacteurs ;
- la gestion des relations extérieures de l'AEA pour la sûreté et la fiabilité.

En règle générale chaque site comportait une large palette d'activités qui posaient des problèmes de sûreté spécifiques et variés. Les directeurs de site étaient responsables de la sûreté et établissaient auprès d'eux des directions ou groupes de sûreté pour les assister et les conseiller dans ces responsabilités.

Ainsi la réponse de l'AEA aux exigences réglementaires était apportée principalement au niveau des sites, le SRD fournissant seulement une vue et des orientations d'ensemble.

#### 2.1.2 La rupture de 1990

Cette rupture au niveau de l'organisation de la sûreté a deux événements initiateurs : la réorganisation de l'AEA sur une base croisée commerciale/site, avec effet au 1<sup>er</sup> avril 1990 ; la suppression de l'exemption d'autorisation accordée aux sites de l'AEA avec effet au 30 octobre 1990. Ceci provoque une réflexion et une refonte complète du Système de Gestion de la Sûreté (*Safety Management System*, ou SMS).



Les principaux enseignements de ce réexamen montraient le besoin de :

- réformer la présentation des dossiers de sûreté de chaque site pour en améliorer la cohérence générale et permettre à un organisme extérieur (le NII) de les étudier et les approuver ;
- réexaminer les arrangements de sûreté à la lumière du cadre général des conditions d'autorisation afin de s'assurer que ces conditions peuvent être remplies ;
- faire tout ceci de façon plus cohérente, en couvrant toutes les questions relatives à la sûreté (et pas seulement les problèmes nucléaires sur les sites autorisés), de façon à faciliter les opérations sur des sites multiples ; une difficulté se posait alors : concilier le besoin de changer pour un système plus cohérent avec le risque de déstabiliser des réflexes de sûreté, au détriment de celle-ci ;
- mettre en oeuvre la séparation du SRD entre une branche Sûreté et Fiabilité (*Safety and Reliability Business*) et un Directeur de la Sûreté, qui reprendrait les responsabilités énoncées dans le 2.1.1.

Ce nouveau cadre pour les arrangements de sûreté a fait l'objet de plusieurs Directives centrales de Sûreté appuyées par des notes explicatives. Elles ont été interprétées, adaptées et développées sur chaque site grâce à des Instructions de Site sur la Sûreté.

Le nouveau système était en place au 1<sup>er</sup> avril 1990 et l'ensemble des sites a pu être autorisé à la date prévue.

### 2.1.3 L'organisation actuelle

Le nouveau SMS opère selon trois niveaux. Dans les services centraux, le Directeur général de l'AEA publie une déclaration de politique de sûreté, qui constitue le texte fondamental que chacun doit respecter. Il est assisté par le Directeur de la Sûreté pour l'élaboration de cette charte. La politique ainsi approuvée est publiée dans les Directives centrales de Sûreté, qui ont force de loi sur l'ensemble de l'AEA. Des Notes guides de Sûreté permettent d'obtenir une assistance pour l'interprétation et l'application des directives.

Sur les sites, les directeurs de site ont la responsabilité de s'assurer que toutes les opérations effectuées sur le site se font dans le respect des règles légales et posées par les directives de sûreté. Ils doivent publier les Instructions de Site sur la Sûreté, qui prennent en considération les spécificités de chaque site. Il doit également avaliser la nomination à leur poste des divers responsables de sûreté et surveiller les performances de sûreté sur son site.

Dans les structures opérationnelles, les équipes doivent opérer selon les Instructions de Site et mettre au point des arrangements internes pour s'en assurer. En particulier des dossiers de sûreté, des règles de sûreté, des procédures de maintenance et des procédures d'urgence.

En 1991-92 33 M£, soit 7% du chiffre d'affaires de l'AEA a été consacré au coût opératoire du système de management de la sûreté.

Le système n'est pas encore parfaitement défini ni au point : les prochains objectifs à atteindre semblent devoir être une simplification et une clarification des arrangements de sûreté, l'amélioration de la cohérence inter-site dans l'application des procédures de sûreté, et la clarification des responsabilités dans la pyramide générale de management. Il semble que l'AEA doive encore affiner les problèmes qui peuvent surgir aux interfaces entre les différents acteurs.

## 2.2 Quelques estimations de résultats en matière de sûreté

Typiquement l'AEA enregistre près de 2000 incidents chaque année, dont environ 400 ont une incidence radiologique. Certains incidents jugés par l'autorité ministérielle plus sérieux doivent être rapportés aux autorités dans les 24 heures ; les statistiques en ce qui les concernent montre une stabilité relative entre 1987 et 1990 (seules années pour lesquelles je dispose de renseignements) : 6, 7, 9 et 7 événements.

### *Évolution de la dose collective et de certaines doses individuelles*

Année	Dose collective	Personnes surveillées	Nombre de travailleurs dépassant 15 mSv	Nombre de travailleurs dépassant 30 mSv
1981	23,32	7553	345 (4,7%)	77 (1,02%)
1982	21,45	7305	291 (4,0%)	43 (0,59%)
1983	19,84	7329	225 (3,1%)	46 (0,62%)
1984	18,58	7255	188 (2,6%)	20 (0,28%)
1985	16,89	7596	153 (2,0%)	21 (0,28%)
1986	18,57	7443	160 (2,1%)	18 (0,24%)
1987	16,75	7312	132 (1,8%)	11 (0,15%)
1988	13,97	7169	70 (1,0%)	2 (0,03%)
1989	12,00	6380	81 (1,3%)	0 (0,00%)
1990	8,55	5630	11 (0,2%)	0 (0,00%)

Les doses sont uniquement externes jusqu'en 1985, externes et internes depuis 1986  
les doses collectives sont exprimées en homme.Sv

## D. LA COOPERATION FRANCO-BRITANNIQUE

Les relations avec le Royaume Uni sont indispensables à plusieurs titres. Le fait qu'il s'agisse d'un pays quasi-frontalier ne saurait laisser indifférent les autorités de sûreté et de sécurité ; l'électricien national a développé des relations commerciales via une interconnexion électrique qui permet d'exporter près de 17 TWh en 1992-93, soit 5,5% de la consommation britannique ; le constructeur FRAMATOME a fourni la cuve de Sizewell B et est intéressé à fournir les services nucléaires correspondants ; COGEMA entretient pour des raisons évidentes de liens étroits avec BNFL ; enfin le CEA développe également des coopérations avec son homologue AEA TECHNOLOGY.

## 1. LA COOPERATION INTERGOUVERNEMENTALE

Au niveau gouvernemental, le décret n° 83-982 du 8 novembre 1983 a porté publication d'un échange de lettres entre la France et la Grande Bretagne. Ces lettres sont relatives aux échanges d'informations en cas de situations d'urgence ayant des conséquences radiologiques.

Il faut mentionner de même les échanges de lettres entre la France et la Grande Bretagne, en dates du 26 août 1977, 20 mars 1978 et 11 mai 1978, faisant état des instructions données au Préfet de la Manche d'aviser les autorités des Îles anglo-normandes (Jersey, Guernesey, Aurigny) de tout incident nucléaire susceptible d'avoir une influence, même minime, sur les populations. Ces instructions ont été renouvelées à la suite de la Convention franco-anglaise de 1983. Dans ce cadre, un réseau de télécommunications avec les Îles anglo-normandes a été mis en place.

## 2. LA COOPERATION DES AUTORITES DE SURETE ET DE SECURITE

### 2.1 La coopération entre le NII et la DSIN

Cette coopération est formalisée par un *"Arrangement administratif pour l'échange d'informations entre le Service central de Sécurité des Installations nucléaires du Ministère de l'Industrie de la République française et le Health and Safety Executive du Royaume Uni de Grande Bretagne et d'Irlande du Nord"*. L'arrangement a été formellement paraphé par les deux parties prenantes le 1<sup>er</sup> avril 1980. Les informations faisant l'objet de l'échange sont définies comme :

- "- les textes législatifs et réglementaires, codes, normes, critères et guides ;"*
- "- les rapports techniques et évaluations de sûreté effectués ou reçus par l'une ou l'autre partie ;"*
- "- les comptes rendus d'incidents, les réactions de la presse et du public à ces incidents, et en particulier les informations concernant les événements ayant une importance radiologique majeure."*

Ces relations sont très suivies, bien que les filières principalement développées dans les deux pays soient différentes. Le passage à la filière REP entraînera vraisemblablement une intensification mutuellement profitable des liens entre les deux autorités de sûreté. Aux yeux de la DSIN, les relations avec le Royaume Uni poursuivent un triple objectif : confronter les expériences des deux parties en ce qui concerne la conception, la construction et l'exploitation des installations nucléaires, accompagner des actions industrielles, développer les relations avec un pays frontalier.

Celles-ci ont orienté successivement leurs investigations communes dans des directions variées. Ainsi en 1989, l'accent avait été mis sur le cycle du combustible. Dès 1990 les deux directeurs ont décidé de mettre davantage l'accent sur la sûreté des réacteurs, dans l'optique de rapprocher les pratiques nationales.

A cet effet, un groupe de travail commun a été créé en 1991 pour réfléchir aux objectifs de sûreté des futurs réacteurs. Ses travaux ont porté principalement sur la comparaison des objectifs de sûreté dans les deux pays, et la mise en place de différents sous-groupes de travail spécialisés pour la suite des échanges : études probabilistes de sûreté, accidents graves, rejets radioactifs, contrôle-commande, agressions externes...

Des réunions communes ont également pour objet l'échange d'informations concernant des incidents qui pourraient avoir des occurrences similaires de part et d'autre de la Manche. Par exemple des entretiens ont eu lieu entre la DSIN et le NII en octobre 1992, dans le cadre d'un groupe de travail sur la fin du cycle du combustible, sur la sûreté du retraitement des combustibles irradiés et du stockage des déchets de faible et moyenne activité ainsi que celui des déchets de haute activité. Une visite de l'usine THORP de BNFL a complété cette rencontre.

Au cours de ces entretiens, la DSIN et le NII ont évoqué en particulier l'incident survenu le 8 septembre 1992 dans une cellule d'évaporation de Sellafield : une fuite de nitrate de plutonium a obligé d'arrêter la chaîne de retraitement. Cette fuite, provoquée par une fuite sur une soudure de l'évaporateur, a entraîné le débordement d'une trentaine de litres de nitrate de plutonium à l'intérieur de la cellule. Le nitrate une fois cristallisé ne s'est pas échappé à l'extérieur et n'a eu aucune conséquence sur la sécurité des travailleurs et de l'environnement. L'événement, d'abord classé au niveau 1 par BNFL a ensuite été classé niveau 3 de l'échelle INES, car le volume de nitrate répandu était près de cinq fois supérieur à celui qui avait été initialement estimé. La DSIN a intégré les informations relatives à cet incident à ses propres analyses, en raison des éventuels renseignements à en tirer pour les installations comparables en France.

D'autres domaines font également l'objet d'un intérêt commun, qui donne lieu à des échanges de personnes de part et d'autre de la Manche : formation des personnels de conduite, chimie du circuit primaire, réduction des doses, politique et moyens du démantèlement nucléaire (avec des discussions particulières sur le démantèlement de la filière graphite-gaz et une visite des installations de Marcoule), fabrication du combustible...

## 2.2 La coopération vue du côté du SCPRI

Les relations entre le SCPRI et le Royaume Uni sont très anciennes puisque dès 1957 le Pr. PELLERIN a passé près de trois mois à visiter en détail les installations nucléaires et tout le système de radioprotection que les Britanniques avaient développé pendant et après la Seconde guerre mondiale. Beaucoup de dispositions techniques initiales du SCPRI ont été, à l'époque, inspirées du système britannique.

Par la suite, les contacts se sont renforcés lors de l'entrée de représentants français à la CIPR, où les Britanniques ont joué et jouent encore un rôle dominant. Cependant il n'existe pas de convention explicite entre le SCPRI et les services de radioprotection britanniques. D'après le SCPRI, *"cela est dû au fait que la réglementation de ce pays n'a pas toute la logique et la clarté de notre système français, exemplaire en la matière puisqu'il distingue sans équivoque la sûreté nucléaire, qui relève de la responsabilité*

*d'ingénieurs, de la radioprotection, sous la responsabilité exclusive de médecins spécialistes de radiobiologie, radiotoxicologie et radiopathologie."*

En fait il n'existe pas à proprement parler de Commission franco-britannique de sécurité nucléaire, analogue à la DFK, Commission franco-allemande, mais une tradition de relations concrètes fondées sur des contacts personnels très solides.

Sur le plan technique la principale activité commune avec le SCPRI est le développement du réseau TELERAY au Royaume Uni : la première station d'interconnexion de TELERAY-INTERNATIONAL a été installée à Guernesey en 1990, la seconde à Portsmouth. La Grande Bretagne transmet au SCPRI chaque jour les résultats de dix des stations de son propre réseau RIMNET.

Les autorités britanniques du Ministère de la Santé ont approché le SCPRI pour la construction éventuelle d'une voiture d'intervention MASTER-GEMINI. En cas de nécessité la voiture-rail est qualifiée (attaches spéciales) pour le transport par ferry en Grande Bretagne.

Enfin le SCPRI utilise, pour ce que ne lui fournit pas le centre de Saclay, des étalons préparés par le centre de Harwell, qui donnent toute satisfaction.

### **3. LA COOPERATION DANS LE DOMAINE INDUSTRIEL**

#### **3.1 Les liens entre EDF et le secteur électronucléaire britannique**

Le Royaume Uni a été le premier client étranger d'EDF en 1992 avec environ un tiers des exportations françaises d'électricité.

En mars 1988 un accord a été signé entre EDF (Direction de l'Équipement) et le CEGB, instaurant un courant d'échanges techniques sur la conception, la construction et la mise en service des tranches REP. Ces échanges portent sur des documents, des réunions et des demandes générales de toute information intéressant cette question. A la privatisation du CEGB NUCLEAR ELECTRIC a repris l'accord, qui a été prolongé jusqu'en mars 1994. C'est dans ce cadre que le jumelage entre Chooz B et Sizewell B a été mis en place en mai 1992.

En mars 1990 EDF (Exploitation du Parc nucléaire) et NUCLEAR ELECTRIC ont signé un nouvel accord portant sur des échanges techniques avec détachement de deux agents EDF à Manchester, notamment pour la rédaction de certaines spécifications.

En août 1990 un accord de collaboration sur les réacteurs du futur à eau légère a été signé entre NUCLEAR ELECTRIC et EDF (Direction de l'Équipement). Dans un premier temps il s'est agi plutôt de réaliser une analyse comparative des coûts entre Sizewell B et le palier N4 français. Les travaux portent actuellement de façon préférentielle sur l'établissement des spécifications communes aux électriciens européens.

En dehors de ces accords spécifiques EDF et des entreprises britanniques coopèrent dans le domaine du nucléaire en Europe centrale et orientale :

- EDF est associée avec les sociétés d'ingénierie NNC et AEA TECHNOLOGY pour réaliser une analyse pilotée par la CEE et la Fédération de Russie sur les solutions en matière de sûreté nucléaire en Europe ;
- EDF est associée à AEA TECHNOLOGY pour une revue, financée par la BERD, des aspects économiques des améliorations de sûreté envisagées en Russie ;
- EDF et NNC font partie de l'ENAC (*European Nuclear Assistance Consortium*), consortium qui rassemble les concepteurs-constructeurs de centrales européennes notamment en vue d'accélérer les procédures de la Communauté ; un domaine d'action éventuel pour l'ENAC est l'analyse comparative des études déjà engagées sur les VVER ;

### 3.2 La COGEMA au Royaume Uni

On ne peut pas vraiment parler de « coopération en matière de sûreté nucléaire », ce qui supposerait que COGEMA et BNFL travaillent ensemble pour « produire » des résultats dans ce domaine. Les deux sociétés entretiennent de façon informelle depuis 1991 une concertation à l'occasion de rencontres bi-annuelles au niveau de leurs Directions Qualité.

Lors de ces réunions, les deux sociétés s'informent mutuellement des exigences réglementaires de sûreté qu'elles doivent respecter et de leurs pratiques respectives pour gérer certains aspects de sûreté et de sécurité dans leurs installations.

Ces efforts sont à replacer dans le cadre des programmes de qualité et d'assurance qualité visant à assurer une meilleure maîtrise des problèmes de sûreté en exploitation.

Ces réunions sont également l'occasion pour les experts Qualité d'examiner l'évolution des projets de recommandations, codes ou guides, élaborés au sein des instances internationales comme l'AIEA.

### 3.3 FRAMATOME

L'action de FRAMATOME au Royaume Uni est à replacer dans le cadre général de l'évolution de l'industrie nucléaire dans ce pays. Lorsque la décision d'adopter la technologie REP fut adoptée, à la fin des années soixante-dix, c'est WESTINGHOUSE qui fut retenu, FRAMATOME ne recevant que la commande pour la cuve du réacteur.

Depuis 1989 FRAMATOME agit dans plusieurs directions :

- fourniture de composants et d'études à NUCLEAR ELECTRIC pour le projet de construction de Sizewell B ; la cuve a été fournie à la fin de 1991 ;
- promotion des services nucléaires destinés à la maintenance de la future centrale ; une collaboration avec l'industrie locale est envisagée (GEC ALSTHOM) ;
- démantèlement du prototype de réacteur rapide, suite à la décision du gouvernement de cesser le financement de la filière et de déclasser les

installations de Dounreay ; une collaboration avec NNC (filiale de GEC ALSTHOM) et l'AEA TECHNOLOGY est envisagée ;

- relance de la construction nucléaire : FRAMATOME maintient des contacts avec NUCLEAR ELECTRIC et BNFL en préparation de la revue du nucléaire annoncée par le gouvernement ; en outre FRAMATOME et NPI sont en contact avec le Ministère du Commerce et de l'Industrie (DTI), en ce qui concerne en particulier le développement du réacteur franco-allemand EPR à l'étude chez NPI ; la Division de l'Énergie nucléaire du DTI a montré un intérêt marqué pour le développement du nouveau réacteur européen, qui pourrait répondre aux besoins des constructeurs britanniques vers 2000 ; NPI a présenté EPR au DTI et au NII en 1992.

Enfin FRAMATOME, en collaboration avec GEC ALSTHOM, a fourni à BNFL un dossier technique et une offre budgétaire pour une centrale de type N4. Cette offre s'inscrit dans le cadre d'une étude lancée par BNFL en 1992 pour examiner la faisabilité technico-économique de construire une centrale nucléaire d'une conception éprouvée sur les deux sites nucléaires de BNFL près de l'Écosse. Du côté de BNFL, cette étude est menée avec la participation de NUCLEAR ELECTRIC, SCOTTISH NUCLEAR et AEA TECHNOLOGY.

BNFL a montré un intérêt particulier pour le N4 et depuis le début de 1993 plusieurs réunions ont eu lieu entre BNFL, FRAMATOME et les autorités de sûreté britanniques sur la philosophie de sûreté du N4.

#### 4. LA COOPERATION DANS LE DOMAINE DE LA RECHERCHE

Les principaux accords en vigueur au CEA, notamment représenté par l'IPSN, et le Royaume Uni portent sur :

- la sûreté et la technologie des réacteurs à eau sous pression : un accord de coopération entre le CEA et AEA TECHNOLOGY a été signé le 27 septembre 1990, élargissant celui passé le 5 août 1988 pour une durée de cinq ans ; il prévoit une coopération dans le domaine des réacteurs du futur, notamment en ce qui concerne la tenue des matériaux et des structures, la qualification des programmes de calcul et la thermohydraulique ; il donne lieu à des échanges réguliers entre les deux organismes ;
- la participation de l'AEA TECHNOLOGY au programme BETHSY<sup>(11)</sup> : un accord a été passé en 1993 entre l'IPSN et l'AEA TECHNOLOGY pour permettre à cet organisme d'appartenir au « club » international BETHSY conjointement avec le JAERI japonais, la NRC américaine, le KAERI coréen et le BMFT allemand ; l'accord avec AEA TECHNOLOGY est valable jusqu'au 30 juin 1995 ;

---

<sup>11</sup> Le programme BETHSY est un programme d'études thermohydrauliques conduit par l'IPSN en collaboration internationale ; pour une participation financière totale de 3 MF, il donne accès pendant quatre ans (1991-1995) à un ensemble d'au moins quatorze essais BETHSY.

- **la collaboration en matière de radioprotection** : l'accord correspondant a été signé en février 1992 entre l'IPSN et le NRPB, pour une période de 5 ans ; il porte notamment sur des échanges de données scientifiques, sur des études communes et des échanges de personnel ;
- **la gestion des déchets radioactifs** : ce contrat a été passé le 13 mai 1992 entre la Direction du Cycle du Combustible du CEA et l'Université de Reading ; il entre dans le cadre d'un programme communautaire sur les déchets radioactifs et porte spécifiquement sur la séparation d'effluents liquides de haute activité au moyen de solvants incinérables ; certaines clauses de ce contrat ont une validité de dix ans.



## CHAPITRE II

### CHOSSES VUES EN ALLEMAGNE

Je m'étais rendu en Allemagne en 1990 à l'occasion de mon premier rapport pour l'Office parlementaire. J'y avais étudié les conditions générales de contrôle de la sûreté nucléaire et l'organisation ministérielle, administrative et industrielle correspondante.

Il m'a semblé intéressant d'y retourner quatre ans après pour faire le point, non pas sur les mêmes sujets qu'en 1990 – qui ont peu ou pas évolué – mais pour m'y renseigner utilement sur quelques questions d'importance : les discussions sur le « consensus énergétique », la radioprotection (travailleurs et surveillance de l'environnement), le démantèlement.

Les lignes qui suivent découlent des entretiens et visites qui ont marqué ma mission de juin 1993, ainsi que des notes toujours précieuses du Service nucléaire auprès de notre ambassade à Bonn.

#### A. LE « CONSENSUS ENERGETIQUE » : DE L'ESPOIR A L'ECHEC

##### 1. LE CONTEXTE DU DEBAT AUTOUR DU « CONSENSUS »

###### 1.1 Les déboires politico-administratifs des électriciens allemands

On sait que suite à l'accident de Tchernobyl en avril 1986, le SPD allemand a décidé au cours de son Congrès immédiatement postérieur de diriger l'Allemagne sur la voie d'un désengagement total du nucléaire. Ce retrait devait intervenir dans les dix ans suivant son éventuelle accession au pouvoir.

L'évolution politique de la République fédérale a progressivement amené des coalitions SPD-Verts à la tête de certains *Länder*. Ces coalitions ont déclenché une guerre de tranchées contre les centrales existantes ainsi que les centres ou projets de centres de stockage de déchets radioactifs.

De nombreux investissements engagés dans des réalisations d'installations nucléaires ont ainsi été « gelés » par les gouvernements des *Länder*, qui disposent en

vertu de l'organisation constitutionnelle et législative allemande de pouvoirs étendus en matière d'autorisation et contrôle des installations nucléaires :

- le surgénérateur de Kalkar (SN-300) a été officiellement abandonné en mai 1991 devant l'opposition répétée du *Land* de Rhénanie du Nord-Westphalie) ; il avait coûté près de 7,5 MdDM (soit 25 MdF) et était prêt à fonctionner ;
- la centrale de Mülheim-Kärlich (Rhénanie-Palatinat), appartenant à RWE, n'a fonctionné qu'un an avant d'être arrêtée en 1988 par le gouvernement du *Land* ; cette décision avait été prise sur la base de d'irrégularités dans le processus d'octroi des licences d'autorisation ; le redémarrage ayant été à nouveau refusé le 8 décembre 1993 par les autorités du *Land*, le Ministre fédéral de l'Environnement et de la Sûreté nucléaire leur a ordonné de revenir sur cette décision avant le 23 décembre, ce qui a été fait ;
- l'usine de fabrication de combustible Mox de SIEMENS située à Hanau a été arrêtée en 1991 à la suite d'un incident ; SIEMENS a engagé des actions en justice à l'encontre du *Land* de Hesse, qui a d'ailleurs été condamné et devra dédommager l'exploitant ;
- les centres ou projets de centre de stockage de déchets comme Morsleben, Gorleben ou Konrad sont l'objet d'une guérilla politico-administrative incessante, ainsi que les centrales de Brunsbüttel et Biblis.

Les producteurs d'électricité sont soumis au feu croisé des écologistes et de certains élus, qui les incite à faire preuve d'une prudence de plus en plus grande dans leurs initiatives. Ainsi, face à la première opposition, ils ont immédiatement abandonné des projets de construction de centrales nucléaires dans la partie orientale de l'Allemagne au profit d'installations classiques.

## **1.2 Les manœuvres politiques et industrielles autour de la politique énergétique et nucléaire**

Près de dix ans après les derniers grands débats en matière de politique énergétique, le gouvernement fédéral décide à l'automne 1991 d'élaborer un plan national énergétique. Le contexte général de l'énergie en Allemagne nécessite effectivement une remise à plat :

- la réunification, qui impose tout à la fois la remise à niveau des installations, la définition de plans stratégiques pour le renouvellement et la construction de nouveaux équipements et l'intégration/adaptation du secteur économique énergétique oriental au dispositif occidental ;
- la prise de conscience grandissante des effets néfastes des émissions de CO<sub>2</sub> et les projets européens en ce domaine (en particulier le projet de taxe sur le CO<sub>2</sub>) ;
- les répercussions éventuelles d'une politique de réduction du CO<sub>2</sub> sur l'industrie du charbon et du lignite ;

- les controverses mentionnées au 1.1 sur l'utilisation de l'énergie nucléaire.

Deuxième paramètre : les électriciens allemands souhaitent voir supprimer l'obligation de retraitement de leurs combustibles usés inscrite actuellement dans la loi nucléaire. Le Ministère de l'Environnement prépare donc un projet de loi allant dans ce sens, qu'il espère voir déboucher vers 1993 ou 1994. Mais les discussions au Parlement semblent devoir être difficiles, d'autant que la Chambre haute, le *Bundesrat*, est contrôlé par le SPD.

Troisième paramètre : la progression constante du SPD dans les élections régionales lui laisse entrevoir la possibilité d'accéder au pouvoir lors des élections de 1994, seul ou plus probablement au sein d'une coalition. Il convient donc pour ce parti d'« affiner » ses options dans différents domaines, y compris la politique énergétique.

Les orientations du gouvernement fédéral sont publiées officiellement le 11 décembre 1991 par le Ministre de l'Économie M. MÖLLEMANN. Selon ce rapport, *"l'énergie nucléaire doit continuer à contribuer substantiellement à la production d'électricité tant que des sources d'énergie plus sûres, plus abondantes et plus compétitives ne sont pas disponibles. La sûreté aura toujours la priorité sur l'économie. Du fait des problèmes liés à la génération de CO<sub>2</sub>, l'électricité d'origine nucléaire est une option énergétique particulièrement importante."*

Dans le même temps le gouvernement décide de mettre sur pied une commission, présidée par le social-démocrate M. ÜBERHORST, chargée de trouver un compromis, y compris sur l'énergie nucléaire. *"Aux yeux du gouvernement fédéral une des forces de la future politique énergétique sera l'ouverture et la transparence, qui contribueront à son acceptation par les citoyens et les entreprises."*

La recherche du consensus se heurte en premier lieu à un blocage financier : en août 1992, la Commission du budget du *Bundestag*, la chambre basse du Parlement, refuse les crédits demandés pour le fonctionnement de la Commission ÜBERHORST. Deux explications officielles sont données, ainsi qu'une explication officieuse :

- c'est au monde politique de rechercher un consensus sur la politique énergétique, et non à une commission d'experts ;
- la commission devrait être dirigée par M. ÜBERHORST, qui a été un opposant déclaré au nucléaire ; l'objectivité exigée de la commission impose de lui trouver un autre président ;
- mais surtout, en coulisse, il est craint que les fonds mis à la disposition de la commission - dont elle pourra user librement - soient utilisés principalement au profit de la firme de consultants, spécialisée en questions énergétiques, que dirige M. ÜBERHORST dans le privé...

De plus aucun accord ne peut intervenir pour savoir qui doit siéger au sein de la commission, aux côtés de M. ÜBERHORST.

## 2. LE TOURNANT DE L'HIVER 1992-93

### 2.1 La relance du débat sur le consensus (décembre 1992)

Le débat sur le consensus énergétique est relancé à la fin de l'année 1992 à la suite d'une lettre adressée au Chancelier KOHL par MM. GIESKE et PILTZ, respectivement présidents de RWE ÉNERGIE et VEBA <sup>(1)</sup> : *"Vous nous aviez proposé, le 2 octobre 1992, de tenir des conversations avec les représentants des partis, afin de discerner s'il était possible de trouver un consensus politique entre tous les partis en matière de politique nucléaire, et d'en déterminer le contenu le cas échéant. Vu la part d'environ 30% du nucléaire dans l'approvisionnement électrique, nous estimons urgent et nécessaire de trouver un tel consensus."*

Les deux présidents estiment ainsi que *"la fermeture ordonnée et progressive des réacteurs actuellement en fonctionnement, à condition que le développement de la technologie nucléaire soit maintenu comme option pour un avenir énergétique à long terme, serait le plus vraisemblablement acceptable par les opposants au nucléaire, qui ont jusqu'ici réclamé son abandon inconditionnel"*. Ils proposent que *"la construction de nouvelles installations nucléaires commerciales"* fasse référence à un *"accord politique étendu"* et que cet accord détermine la durée de vie des centrales existantes avant qu'aucun réacteur ne soit déclassé.

Enfin les deux présidents proposent que *"le stockage définitif reste l'unique option de fin de cycle"* n'excluant pas une *"solution de stockage internationale"*, en indiquant cependant que les contrats actuellement en vigueur avec COGEMA et BNFL devront être respectés.

Cette lettre, adressée au Chancelier le 23 novembre, est rendue publique par le quotidien *Süddeutsche Zeitung* le 4 décembre. Les grands exploitants d'Allemagne du Sud (BAYENWERK, BADENWERK, EVS) expriment leur surprise de ne pas avoir été consultés par VEBA et RWE ÉNERGIE au sujet de cette initiative.

En fait il est aujourd'hui très largement reconnu que la « fuite » du *Süddeutsche Zeitung* a été provoquée par des dirigeants de BAYENWERK, désireux d'arrêter VEBA et RWE dans leur volonté affichée de forcer l'arrêt des réacteurs nucléaires. Il convient ici de rappeler que ces deux derniers exploitants disposent de ressources énergétiques alternatives abondantes (lignite pour RWE et possibilité d'accéder à de grandes quantités de charbon importé pour VEBA). Au contraire les exploitants électriques du Sud de l'Allemagne sont surtout tributaires de l'énergie nucléaire ; ils seraient donc les grands perdants du marchandage nucléaire proposé par leurs rivaux nordiques...

### 2.2 La recherche du consensus pendant l'année 1993

Le débat sur le consensus est donc relancé officiellement. Le 8 décembre 1992, le Présidium du SPD donne mandat à M. SCHRODER de conduire les discussions avec les électriciens et le gouvernement fédéral, avec pour objectif la sortie du nucléaire.

---

<sup>1</sup> VEBA, consortium géant de l'énergie, est propriétaire du producteur d'électricité PREUSSENELEKTRA.

Le 9 décembre SIEMENS accueille favorablement les efforts en vue d'obtenir un consensus énergétique car *"trop de milliards ont déjà été gaspillés suite au blocus politique imposé depuis longtemps"*. Cependant *"les travaux de réalisation d'une filière de réacteurs n'ont de sens et ne peuvent être justifiés économiquement que s'il est possible d'envisager concrètement la construction de nouvelles centrales."*

Le 12 décembre le Ministre fédéral de la Recherche M. RIESENHÜBER (CDU) *"refuse l'abandon total de l'énergie nucléaire"* et rappelle *"le haut niveau de sûreté de la technique allemande."* Pour lui *"le maintien facultatif de cette énergie en seule option pour l'avenir ne peut garantir que le niveau de recherche nécessaire et indispensable soit maintenu."*

Le lendemain M. SCHRÖDER exige que les Verts, qui co-dirigent de nombreux Länder, participent aux discussions officielles.

Une réunion programmée pour le 18 décembre 1992 est cependant annulée peu de temps auparavant ; elle aurait dû rassembler le Chancelier KOHL, les ministres fédéraux TÖPFER (Environnement) et MÖLLEMANN (Économie), ainsi que le président de SIEMENS et ceux des compagnies d'électricité. En fait le Chancelier souhaite se concentrer sur les questions économiques (début de la récession, coût de la réunification) et charge M. TÖPFER d'engager les discussions avec le SPD sur la politique énergétique.

Le mois de janvier 1993 est marqué par un remaniement ministériel qui conduit au départ de MM. MÖLLEMANN et RIESENHÜBER de leurs postes respectifs. Le 14, le Chancelier KOHL déclare qu'il souhaite que les questions relatives à la politique nucléaire soient résolues d'ici au mois de juin. Le 20, M. KRÄMER, partisan farouche du nucléaire et président de PREUSSENELEKTRA, filiale de VEBA, démissionne.

Le mois de février est marqué par l'inquiétude provoquée par la découverte de fissures sur le circuit primaire de la centrale de Brunsbüttel. La polémique s'envenime rapidement. La première réunion a lieu de manière informelle le 8 février.

Les séances plénières commencent véritablement au mois d'avril. L'ordre du jour des discussions comporte cinq points :

- le sort des centrales existantes ;
- la fin du cycle du combustible ;
- l'avenir du nucléaire en Allemagne ;
- le financement du charbon après 1996 ;
- le développement des énergies renouvelables et les économies d'énergie.

Les discussions sont à nouveau perturbées par la mort accidentelle de M. PILTZ, président de VEBA. Cependant son successeur M. HARTMANN, affirme qu'il cherchera comme lui à faire aboutir le consensus.

Le mois de mai voit augmenter le pessimisme : M. GIESKE, président du directoire de RWE prédit l'échec des négociations, BAYENWERK subordonne toute commande de nouveau réacteur à la conclusion du consensus... La pression monte au niveau politique : ainsi le SPD au pouvoir en Rhénanie-Palatinat estime que l'électricité importée de France pourrait compenser avantageusement la centrale arrêtée de Mülheim-Kärlich.

Une possibilité de déblocage apparaît au début du mois de juin. Une note du gouvernement SPD de Schleswig Holstein semble ouvrir la voie à un compromis :

- elle propose « en faveur » du nucléaire : 1/ l'enfouissement géologique du combustible usagé plutôt que le retraitement ; 2/ l'autorisation pour des sites de stockage de déchets de faible activité et de déchets de haute activité ; 3/ la construction d'un réacteur avancé, conçu pour qu'un accident LOCA<sup>(2)</sup> n'ait pas d'impact hors site et pour le risque de subir des rejets radioactifs conduisant à une dose de 50 mSv dans un rayon de 5 km soit inférieur à  $10^{-8}$  ;
- en échange la note demande l'arrêt immédiat des réacteurs les plus anciens et la limitation de la durée de vie des autres réacteurs à 25 ans.

La note reconnaît que la durée de 25 ans retenue pour la limite légale de vie des réacteurs ne se justifie pas par des raisons de sûreté, et indique qu'il serait possible d'arriver à une acceptation conditionnelle du nucléaire, pour peu que l'industrie du lignite et du charbon soit financée, que des mesures importantes soient prises pour la promotion des économies d'énergie et des énergies renouvelables et qu'une taxe sur l'énergie soit adoptée.

A la même période, le Ministère de l'Environnement estime que l'industrie nucléaire doit garantir que la prochaine génération de REP ne posera aucune menace hors de la centrale. Le point de référence fixé par le ministère pose que les plans d'urgence hors site doivent devenir inutiles, l'impact d'un accident étant limité au site de la centrale. M. TÖPFER indique que le consensus énergétique doit être global et comprendre le nucléaire, le charbon, les économies d'énergie et les énergies renouvelables.

Lors de mon séjour en Allemagne à ce moment, M. BECKER, Directeur de la Politique de l'énergie au Ministère fédéral de l'Économie, m'indiquait que les deux parties étaient proches d'un accord en ce qui concerne le charbon, plus éloignées sur la question des énergies renouvelables et des économies d'énergie, et quasiment toujours opposées sur le nucléaire.

### 2.3 L'échec de l'automne 1993

Les négociations se poursuivent alors cahin-caha, mais les perspectives d'aboutir s'éloignent au fur et à mesure que les échéances électorales de 1994 se rapprochent... Sans attendre la réunion de la dernière chance du 27 octobre 1993, le SPD réaffirme sa décision de maintenir quoiqu'il arrive la politique de sortie du nucléaire adoptée en 1986.

---

<sup>2</sup> LOCA, *Loss of Coolant Accident* : accident dû à la perte du fluide de refroidissement.

La réunion du 27 octobre signe l'arrêt officiel des discussions, non remis en cause par une ultime rencontre le 9 novembre.

Le gouvernement décide alors de faire passer au Parlement sous sa propre et seule responsabilité le projet de réforme de la loi atomique en chantier depuis 1990. Si le débat au Parlement doit permettre dans les prochains mois de renouer le contact entre partisans et opposants au nucléaire, la sortie de l'impasse ne sera pas nécessairement acquise. D'une part on voit mal pourquoi les discussions parlementaires pourraient passer outre un blocage qui tient avant tout aux options fondamentales des deux partis politiques en présence. D'autre part le SPD, majoritaire au Bundesrat, peut y opposer une fin de non recevoir aux propositions gouvernementales.

En tout état de cause, le cadre stable que réclame l'industrie électrique allemande pour structurer ses investissements fait toujours défaut à l'heure actuelle.

### 3. LE CONSENSUS, UNE UTOPIE ?

#### 3.1 La division des parties en présence

Les clivages au sein même des parties en présence n'ont pas peu contribué à troubler les discussions. Le SPD a eu du mal à arbitrer des querelles internes entre de multiples chapelles :

- entre la fraction SPD du Parlement et plusieurs ministres-présidents de *Länder* ou ministres de gouvernement de *Länder* à propos de projets ou de centrales précises (par exemple la controverse avec M. SCHRÖDER, Ministre-président de Basse Saxe, au sujet du centre de stockage de Gorleben) ;
- entre les trois camps (anti-nucléaires / disposés à un compromis / hésitants) ;
- avec son allié Vert, où d'ailleurs sont fréquemment sensibles des différences d'appréciation entre une base souvent très « dure » et des responsables plus souples, surtout s'ils exercent des responsabilités gouvernementales.

L'autre partenaire est manifestement plus uni. Cependant, alors que la coalition CDU/CSU/FDP prend unanimement position pour l'énergie nucléaire, la CSU rejette toute forme de compromis. De plus beaucoup suspectent M. TÖPFER de ne pas défendre avec suffisamment de fermeté la position de la coalition dans les négociations. La fraction CDU/CSU du Parlement estime être tenue à l'écart de ces discussions.

Enfin les électriciens eux-mêmes ont des positions mitigées. J'ai présenté plus haut les objectifs des « nordiques » VEBA et RWE. Pour des raisons avant tout économiques, tous les électriciens, mais en particulier les électriciens du sud, souhaitent pouvoir maintenir le nucléaire. Certes ils se retrouvent tous également pour réclamer des choix clairs pour la fin du cycle, en particulier la possibilité de renoncer au retraitement et la mise au point rapide d'une politique claire en matière d'ouverture et de fonctionnement des centres de stockage des déchets à faible ou haute activité. Mais leurs stratégies au regard de la conservation de l'option nucléaire (voire de la définition du recours à

l'énergie nucléaire comme simple « option », justement) sont différentes selon leurs possibilités respectives d'accès à des sources alternatives d'énergie. Or il est exclu de négocier ou conclure seulement des accords partiels sur certains aspects de l'énergie nucléaire.

### 3.2 Discussion ou poker menteur ?

En fait ni le SPD ni l'industrie électrique ne pensent avoir réellement intérêt à trouver un consensus énergétique en 1993-94 :

- le SPD espère qu'après une année électorale faste en 1994, il pourra appliquer sans concession une politique orientée vers la sortie du nucléaire ;
- l'industrie électrique prévoit pour sa part que si le SPD est appelé à gouverner, il abandonnera sa politique anti-nucléaire faute d'alternative crédible en matière de politique énergétique générale.

Je dois dire que, au cours de la mission que j'ai conduite en Allemagne, j'ai effectivement perçu le débat sur le consensus énergétique comme très national et politicien. J'ai été particulièrement étonné par exemple de l'opinion affichée par M. JUNG, participant SPD aux discussions sur le consensus : M. JUNG pensait que la France pourrait et voudrait sans problème assurer la compensation des pertes de capacité électrique dues à la fermeture des réacteurs allemands...

Au delà, il est clair que les discussions sur le consensus sont prises dans un échec de contraintes et de contradictions :

- la volonté de maintenir un mode de financement spécifique pour le charbon <sup>(3)</sup> ;
- l'obligation de tenir compte de la politique communautaire en matière de concurrence et de subventions aux secteurs industriels ;
- la volonté affichée de conduire parallèlement une politique de diminution de CO<sub>2</sub> tout en maintenant l'exploitation du charbon en Allemagne de l'Ouest et en adoptant une attitude plus ambiguë vis-à-vis du lignite extrait dans la partie orientale de l'Allemagne ;
- le silence autour de la nécessaire refonte de la fiscalité si, comme le SPD, on veut mettre en place *"une structure permettant un approvisionnement social et écologique responsable."*

A l'évidence le consensus ne pouvait être atteint avant les échéances électorales de 1994. Mais suivant leur résultat, il ne sera peut-être pas nécessaire de rouvrir les discussions...

---

<sup>3</sup> Les consommateurs paient une taxe de 8,5% sur leur facture d'électricité, le *Kohlpfennig*, « Denier du charbon », pour financer les charbonnages allemands. Le taux de 7,5% a été augmenté d'un point, à compter du 1<sup>er</sup> janvier 1994, à la suite d'un vote quasi unanime du *Bundestag* le 9 décembre 1993.



## B. LE DEMANTELEMENT EN ALLEMAGNE

### 1. LE CADRE GENERAL DU DEMANTELEMENT

Une dizaine de réacteurs de puissance supérieure à 15 MW électriques sont actuellement déclassés en Allemagne, dont le réacteur de recherche de Kahl (VAK) qui fut, en juin 1961, le premier à être synchronisé au réseau.

#### 1.1 Les responsabilités des parties en présence

Toutes les étapes du démantèlement (arrêt, démantèlement, stockage des déchets) sont strictement réglementées dans le cadre de la Loi atomique. Alors qu'aux États-Unis la loi permet, dès la fin de l'exploitation d'une centrale, de transformer l'autorisation d'exploitation en simple acte de propriété de matériel radioactif ("*possessing only license*"), la loi atomique allemande exige en revanche la mise en oeuvre d'une procédure d'autorisation pour le déclassement d'une installation nucléaire.

L'expérience de quelques procédures achevées montre que celle-ci dure en moyenne quatre années, au cours desquelles aucune opération préparatoire n'est au demeurant possible.

La production d'électricité étant aux mains d'entreprises de droit privé, c'est à elles qu'il incombe de demander les autorisations et de démanteler les centrales nucléaires. Les réacteurs de recherche propriété de l'État ou d'organismes publics sont bien entendu démantelés dans les mêmes conditions juridiques, sous budgets publics.

L'État intervient uniquement au niveau du *Land* pour délivrer les autorisations et au niveau fédéral pour contrôler le déroulement correct de la procédure.

#### 1.2 Les entreprises présentes sur le marché du démantèlement

Le démantèlement est confié à des entreprises privées. Actuellement NOELL GmbH et NIS possèdent les plus grandes compétences dans ce domaine et KWU, filiale de SIEMENS a essayé de trouver sa place sur le marché.

NOELL appartient au groupe PREUSSAG-SALZGITTER. Son champ d'activités couvre le démantèlement proprement dit, comprenant le découpage et la décontamination des pièces ainsi que le conditionnement des déchets. Elle est notamment le maître d'oeuvre des travaux effectués à Niederaichbach.

NIS est une filiale de LAHMEYER INTERNATIONAL (États-Unis). Elle a pour activité essentielle l'étude des coûts et de la planification pour les opérations de déclassement et démantèlement. Elle a également *in situ* une équipe d'une quinzaine de personnes à Niederrachbach pour diverses activités de mesures (radioactivité, caractéristiques et volume des matériaux...).

Enfin la société NUKEM, filiale du groupe RWE, intervient pour des opérations de décontamination.

## 2. LES ASPECTS FINANCIERS DU DEMANTELEMENT

### 2.1 Les coûts du démantèlement

La loi atomique impose aux producteurs d'électricité d'effectuer des provisions financières pour le démantèlement.

De nombreuses études sont faites sur les coûts de démantèlement par la société NIS. En particulier une étude publiée en 1991 a porté sur une évaluation globale du coût, en prenant pour référence le REP de Biblis A (1140 MW) et le REB de Brunsbüttel (770 MW)

#### *Estimation de divers coûts liés au démantèlement (étude NIS, 1991)*

	REP (Biblis A)	REB (Brunsbüttel)
<b>Stockage des déchets radioactifs</b>		
volumes nécessaires	3 300 m <sup>3</sup>	4 900 m <sup>3</sup>
coût du conteneur	40 000 F/m <sup>3</sup>	35 800 F/m <sup>3</sup>
transport	2 550 F/m <sup>3</sup>	2 350 F/m <sup>3</sup>
stockage profond	10 000 F/m <sup>3</sup>	10 000 F/m <sup>3</sup>
<i>Total</i>	<i>52 550 F/m<sup>3</sup></i>	<i>48 150 F/m<sup>3</sup></i>
<b>Coûts globaux de démantèlement</b>		
coûts de personnel	800 MF	880 MF
coûts d'investissement	275 MF	332 MF
coûts divers	102 MF	176 MF
<i>Total</i>	<i>1 177 MF</i>	<i>1 388 MF</i>

### 2.2 L'implication financière de l'État

#### *2.2.1 La prise en charge du démantèlement des réacteurs « publics »*

En 1991 l'État fédéral a consacré entre 50 et 90 MF (selon les méthodes comptables) à l'arrêt et au démantèlement des installations sous sa responsabilité par l'intermédiaire des centres de recherche de KfK (Karlsruhe) et KfA (Jülich). A ces financements s'ajoute une participation de 10% en provenance des *Länder*.

Le budget pour 1992 était en augmentation très sensible puisqu'il s'est élevé à environ 500 MF. Ceci est dû à l'arrêt des réacteurs SN-300 de Kalkar, de l'installation de retraitement WAK et du réacteur de recherche KNK II.

Un budget total d'environ 6 MdF devrait être consacré à la mise à l'arrêt et au démantèlement de l'ensemble des installations de recherche, à savoir :

- HDR, FR2, Niederaichbach, MZFR, SNEAK, WAK pour le centre de recherche de KfK
- MERLIN et AVR pour le centre KfA.

### *2.2.2 Le soutien à la recherche en matière de démantèlement*

Le Ministère de la Recherche et de la Technologie a financé au cours des années 80 et dans le début des années 90 près de trente projets ayant pour objectif le démantèlement, dont une douzaine dans des universités, une douzaine dans l'industrie et le reste dans les centres de recherche nucléaire. L'ensemble de ces projets est coordonné par le centre KfK de Karlsruhe.

Les projets financés couvrent une large palette des technologies du démantèlement. Je n'en présente ci-dessous qu'un échantillon :

- découpage par fusion plasma sous eau (Université de Hanovre) ;
- découpage-excavation à jet d'eau et arc électrique (Université de Hanovre) ;
- développement d'un système pour la démonstration d'un découpage avec sécurité de composants métalliques (Université de Hanovre) ;
- fonte de composants activés ou contaminés provenant d'installations nucléaires (NIS) ;
- séparation par explosion de cuves de réacteurs d'après le procédé de rupture de fragilité (Institut BATELLE) ;
- procédés de séparation par explosion pour la décomposition de structures en béton (Institut BATELLE) ;
- essais divers de sablage pour la décontamination d'installations nucléaires (centrale de Heidelberg) ;
- méthodes d'examen non destructifs de fûts contenant des déchets liquides et gazeux (Institut BATELLE) ;
- techniques de destruction explosive de structures de béton et de conduites ; essais dans le réacteur à vapeur surchauffée de Karlsruhe ; généralisation des résultats et transmissibilité à des installations réelles (centre de recherches de Karlsruhe).

Les trois premiers projets ont conduit au développement d'un système de télémanipulation pour le découpage à distance de l'enceinte du séparateur d'eau au bloc A de la centrale de Gundremmingen.

D'autres projets sont conduits dans le cadre de la recherche sur le stockage des déchets faiblement ou moyennement radioactifs (conditionnement des déchets).

### **3. LES CHANTIERS DU DEMANTELEMENT**

J'ai pu visiter en détail le chantier de la centrale de Nierderaichbach, qui fait donc l'objet d'une présentation plus détaillée au point 3.2.

### **3.1 Panorama des différents chantiers**

#### ***3.1.1 La centrale de Gundremmingen***

La centrale de Gundremmingen, construite entre 1962 et 1966, fut la première des trois centrales de démonstration construites en République fédérale d'Allemagne. En janvier 1977, après avoir fourni au réseau environ 15 000 GWh, un incident dû à la suralimentation de la cuve a conduit à la mise hors service provisoire de l'installation.

Cet arrêt a été suivi en 1980 par la décision des exploitants BAYENWERK et RWE de déclasser l'installation pour des raisons économiques. En effet les autorités avaient exigé des mesures de rééquipement très coûteuses sans donner de garanties fermes sur l'octroi d'une autorisation d'exploitation.

Le démantèlement a commencé en 1983.

#### ***3.1.2 La centrale de Lingen***

La centrale nucléaire de Lingen (KWL), équipée d'un réacteur à eau bouillante de 267 MW électriques (pour 520 MW thermiques), et d'un surchauffeur à combustible fossile a été en service commercial de 1968 à 1977.

La décision de déclasser l'installation a été prise en 1981 et celle de commencer sa mise sous cocon en 1988. A l'époque, la procédure d'autorisation n'était pas subdivisée en étapes partielles.

#### ***3.1.3 le réacteur MZFR***

Le réacteur de recherche MZFR, réacteur d'essai refroidi et modéré à l'eau lourde, fut construit de 1961 à 1966. Il fut arrêté définitivement en 1984 après une période d'exploitation de 18 ans. La fin des travaux de déclassement est prévue pour 2001.

#### ***3.1.4 La centrale de Kahl (VAK)***

Cette centrale a été arrêtée définitivement en novembre 1985. Le déclassement s'effectue en trois phases jusqu'en l'an 2000 environ. La première phase, achevée vers 1992-93 comprenait essentiellement le démontage et la mise à la ferraille des composants de la salle des machines, qui ne fait pas partie de la zone contrôlée.

La deuxième phase correspond à l'identification et l'isolement, voire la réduction des matières radioactives présentes dans l'installation. Elle devrait s'achever vers 1996. La troisième et dernière phase comprend le démantèlement total de l'installation. Elle doit couvrir la période 1997-2000.

#### ***3.1.5 La centrale pilote AVR***

En 1959 les seize compagnies d'électricité allemandes, réunies dans le groupe *Arbeitsgemeinschaft VersuchReaktor*, ont commandé la construction de la centrale nucléaire pilote AVR. Cette centrale était équipée d'un réacteur à haute température et à

boulets, elle avait une puissance de 15 MWe. Il s'agissait du premier réacteur de puissance de ce type développé en Allemagne.

Pendant ses vingt années de fonctionnement, l'AVR a fourni au réseau environ 1,7 TWh. Le déclassement a été demandé en 1987. Conformément à un calendrier échelonné, il est prévu environ quatre ans pour réaliser le confinement et six ans et demi pour le démantèlement total.

### **3.1.6 Le réacteur THTR-300**

La centrale THTR-300 de 308 MWe, située à Hamm-Uentrop, fut mise en service commercial le 1<sup>er</sup> juin 1987 et fut l'objet d'un arrêt programmé pour révision annuelle le 29 septembre 1988.

C'est au cours de cette révision que fut découvert le problème du déplacement des blocs de graphite de couverture, mais également et principalement celui de l'érosion des boules de maintien du calorifuge interne.

L'installation, qui n'a pas redémarré, a été mise à l'arrêt définitif sur le plan technique en 1990. Le déclassement se fait en quatre phases : mise à l'arrêt définitif au plan juridique, déchargement du combustible en 1992, préparation de la mise sous cocon à partir de 1993, mise sous cocon à partir de 1994.

Le démontage complet du THTR est prévu à partir de 2005 environ.

## **3.2 Le démantèlement du réacteur de Niederaichbach**

### **3.2.1 Présentation générale**

La centrale nucléaire de Niederaichbach, achevée en 1972, était équipée d'un réacteur à uranium naturel refroidi au CO<sub>2</sub> et modéré à l'eau lourde. Il s'agissait d'un réacteur à tubes de force (350 au total) de 100 MWe. Propriété du centre de recherches KfK, il a été financé par le Ministère de la Recherche et de la Technologie.

Dès son achèvement la centrale été confrontée à des problèmes sur les échangeurs de chaleur et au renforcement très sensible des normes générales de sûreté relatives aux réacteurs nucléaires. De plus la mise en service du réacteur Isar-1 (870 MW) en 1977 sur le même site a rendu obsolète le réacteur de Niederaichbach.

Les procédures d'autorisation se sont étalées dans le temps et certains groupes écologistes ont contesté devant les tribunaux les licences de déclassement.

### **3.2.2 Le déroulement des opérations**

Compte tenu du caractère unique de ce réacteur et de l'absence d'expérience probante préalable, une approche très pragmatique, approximative et interactive a été définie. Cette prudence était d'ailleurs rendue nécessaire par des difficultés d'interprétation des règles concernant la protection radiologique pour leur application à ces opérations particulières. Les objectifs affichés du démantèlement étaient d'une part

de démontrer la faisabilité d'un démantèlement total <sup>(4)</sup>, d'autre part de recueillir des connaissances sur les technologies et les méthodes d'organisation des chantiers.

Ces méthodes d'organisation ont été définies de façon assez abstraites : le KfK a déterminé les conditions générales à remplir lors des différentes phases prévues. Tout au long de l'exécution et en fonction de la tournure des événements, chaque étape est soumise à une planification spéciale (où par exemple sont calculés les équivalents de dose reçus par les travailleurs), à la vérification des organismes techniques TÜV et d'autres experts, ainsi qu'à l'approbation de l'autorité de sûreté. Ces échanges débouchent sur un permis, qui peut être assorti de demandes de modifications.

Le démontage des éléments inactifs ou contaminés superficiellement a été achevé en 1990. Le fonctionnement du réacteur n'ayant représenté que 18 jours d'équivalent pleine puissance, il y a eu très peu de problèmes liés à la contamination des pièces ou des bâtiments.

En revanche, pour le démantèlement de certaines parties très activées (essentiellement les tubes de force), il a été nécessaire de mettre au point des robots télécommandés. La société NOELL a ainsi conçu les robots destinés au démontage du coeur. Ces robots ont été la cause de nombreux soucis (et surcoûts...) car il existait en fait de multiples différences entre les plans de l'installation et leur disposition réelle. Il semble que lors de la construction certains détails aient été modifiés sans que la documentation correspondante soit mise à jour.

Par ailleurs, le robot a manifesté des problèmes de conception dûs à la fois à la nouveauté de l'exercice et au fait qu'il devait être utilisé de façon intensive pendant une durée assez longue.

Le développement des matériels télécommandés explique la majeure partie de la dérive des coûts, puisque le démantèlement est estimé aujourd'hui revenir à 280 MDM actuels pour un coût de construction de 120 MDM en monnaie de 1969. Il faut donc défalquer l'inflation sur la période pour établir une comparaison directe entre les deux coûts. On voit de toute façon que l'on dépasse largement le niveau traditionnel des 15% du coût actualisé de construction.

Le Dr. RÜDINGER, directeur au KfK de Karlsruhe et superviseur général du projet de démantèlement, impute cette dérive des coûts aux problèmes rencontrés dans la mise au point des robots, à un trop grand optimisme sur les délais nécessaires aux opérations touchant au coeur, à la spécificité du coeur (tubes de force).

Les normes retenues pour l'activité des déchets dans le cadre des autorisations spécifiques accordées à Niederaichbach sont :

- 0,37 Bq/g pour tous les radionucléides non  $\alpha$ , et environ cent fois moins pour les radionucléides  $\alpha$  ; le modèle retenu pour justifier cette valeur consiste à considérer l'équivalent de dose reçu par un capitaine de navire séjournant

---

<sup>4</sup> Il est prévu de laisser sur place le seul sous-bassement de béton, qui fait 4 mètres d'épaisseur.

plusieurs mois sur son bâtiment construit entièrement en ferraille de récupération ;

- l'activité limite pour le béton était en cours de discussion lors de mon séjour en Allemagne.

Les enseignements qu'estiment pouvoir tirer les responsables de ce démantèlement pour une éventuelle généralisation aux réacteurs à eau sous pression sont :

- la préférence à donner à des contrats passés avec des sociétés spécialisées dans des phases déterminées des opérations ;
- l'importance de la planification temporelle du projet ;
- l'importance plus minime des questions strictement techniques : les robots devraient être plus flexibles afin d'envisager leur utilisation sur des configurations variées de réacteurs<sup>(5)</sup>, les techniques de découpage des éléments métalliques ou en béton ne posent pas de problèmes dès lors que la ventilation et la filtration sont du niveau requis...

## C. LE REGISTRE FEDERAL DE PROTECTION RADIOLOGIQUE

### 1. LES PRINCIPES DE LA PROTECTION RADIOLOGIQUE EN ALLEMAGNE

En vertu des lois et règlements relatifs à la protection radiologique des travailleurs, il est obligatoire de procéder à l'évaluation des doses reçues au corps pour toutes les personnes amenées à travailler en zone contrôlée.

Cette détermination est effectuée pour ce qui concerne l'exposition externe à l'aide de films dosimètres. D'autres techniques (thermoluminescence, dosimètres verres...) sont utilisées pour des besoins précis, mais le Dr. BAYER, Directeur de l'Office fédéral de Radioprotection, m'a clairement indiqué que la dosimétrie électronique ne peut actuellement servir de base à une dosimétrie officielle et réglementaire.

Selon les besoins, une détermination de l'exposition interne est également pratiquée. Elle peut se fonder sur des mesures directes d'incorporation (comptages sur le corps ou à partir des *excreta*) ou de façon indirecte, à partir de mesures portant sur la concentration d'activité dans l'air, la contamination des postes de travail ou les caractéristiques des sources radioactives.

Les déterminations de doses externes sont effectuées par six stations officielles de mesure, placées sous les compétences régionales. Elles fournissent les dosimètres personnels aux instances responsables de la radioprotection sur chacune des 27 000

---

<sup>5</sup> Du fait du caractère unique du réacteur de Niederaichbach, le robot conçu pour le découpage et l'extraction des composants du cœur ne pourra être récupéré pour un autre usage.

installations où des individus doivent être surveillés. Les dosimètres sont relevés tous les mois, indépendamment des évaluations « opérationnelles » que certains exploitants peuvent être amenés à effectuer pour leurs propres besoins.

350 000 personnes sont actuellement sous surveillance individuelle, contre environ 100 000 vers 1975. La dose collective marque une certaine stabilité dans les années 80, oscillant autour de 120 homme.Sievert (max :  $\approx$  160 H.Sv, min :  $\approx$  90 H.Sv).

Il existe une vingtaine de stations dévolues à la détermination réglementaire des expositions internes. 20 000 personnes sont actuellement surveillées dans ce cadre.

Les stations de mesure officielles doivent rapporter à l'autorité compétente de contrôle tout dépassement de dose limite. Cette autorité peut alors déclencher des investigations dans l'installation où s'est produit le dépassement.

Par ailleurs, l'Ordonnance sur la radioprotection oblige chaque travailleur amené à se déplacer d'un site à un autre à détenir un « passeport radiologique ». Celui-ci peut être délivré par une centaine d'offices d'enregistrement répartis sur le territoire. Environ 100 000 personnes en sont titulaires.

Le passeport contient les résultats des contrôles radiologiques médicaux, les résultats dosimétriques et une évaluation de l'état de santé général. Le responsable de la radioprotection sur le site a la responsabilité d'inscrire les résultats dosimétriques sur les passeports.

## **2. LE REGISTRE FEDERAL DE RADIOPROTECTION**

### **2.1 Contexte général de création**

Lorsque l'Office fédéral de Radioprotection est établi en vertu de la loi correspondante de 1989, il est également décidé de mettre en oeuvre un Registre fédéral de Radioprotection, afin de centraliser les résultats dosimétriques relatifs aux expositions professionnelles des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants.

La nécessité d'un tel registre apparaît d'autant plus évidente que les dispositions les plus récentes de l'Ordonnance sur la radioprotection (1989) et de l'Ordonnance sur les Rayons X (1987) déterminent une limite de dose professionnelle maximale de 400 mSv sur l'ensemble de la vie professionnelle. Il convient donc de disposer d'un outil permettant d'assurer le respect de cette obligation réglementaire.

Il convient également de remédier par là même à certains défauts dans le système actuel de collecte et traitement des résultats dosimétriques. Ces défauts sont « classiques » et concernent essentiellement :

- l'impossibilité pour l'Office fédéral d'obtenir des résultats autrement qu'agrégés ou moyennés sur le nombre des personnes contrôlées et la distribution des doses collectives et individuelles en provenance des stations de mesures d'exposition externe ;



- l'interruption des historiques de dose au fur et à mesure des changements de sites nucléaires ou de stations de mesure, à moins que cet historique ne soit tenu à jour par le travailleur lui-même avec toute la rigueur nécessaire.

Les résultats dosimétriques sont à l'heure actuelle à la seule disposition des stations de mesure et des personnels responsables de la protection radiologique sur les sites.

## 2.2 L'organisation et le fonctionnement prévu du Registre fédéral

Le principe fondamental sur lequel repose la conception du Registre fédéral est l'exigence d'un contrôle ininterrompu de la protection radiologique sur une base individuelle, dans l'espace et dans le temps. Cet objectif est assuré par la collection, l'enregistrement et l'exploitation dans un système centralisé des résultats dosimétriques de tous les travailleurs exposés professionnellement.

Le Registre doit en conséquence assurer les tâches suivantes :

- centralisation et contrôle de tous les passeports radiologiques : après chaque opération concernant un passeport, les offices d'enregistrement doivent transmettre au Registre fédéral l'identité du titulaire, le numéro d'enregistrement, la date d'expiration du passeport et les décisions *ad hoc* des autorités (demandes d'investigations spécifiques...);
- centralisation des résultats dosimétriques : tous les mois les stations de mesure d'exposition externe ou interne doivent transmettre l'identité du travailleur, les résultats des mesures, les paramètres liés au poste de travail, les conditions générales d'exposition, les coordonnées de la personne responsable en radioprotection.

Les informations contenues dans le Registre fédéral sont accessibles à des catégories déterminées de personnes. Il convient de noter à cet égard que les exigences de confidentialité des données dosimétriques - qui interviennent justement au niveau de l'accès aux données contenues dans le Registre - ont retardé d'une dizaine d'années le développement de ce système, indépendamment des coûts d'archivage et de traitement des données informatiques dans l'état des techniques de l'époque. Les possibilités d'accès aux informations du Registre sont ainsi définies :

- aussitôt qu'un éventuel dépassement de dose ou qu'un « doublon » dans la délivrance des passeports radiologiques est détecté, l'autorité compétente (au niveau du *Land*) est avertie ;
- le Registre doit répondre aux questions adressées par les autorités compétentes des *Länder* sur des faits concernant un individu déterminé ;
- les personnes responsables de la radioprotection sur les sites peuvent également adresser des demandes individuelles et recevoir l'information correspondante, ainsi que les agents d'assurance officiels au sujet des personnes assurées ;

- les personnes enregistrées dans le Registre ont bien entendu accès aux données qui les concernent ;
- des accès limités et conditionnés peuvent être accordés à des fins de recherches ;
- enfin le Registre sera désormais la source privilégiée pour l'établissement des données globales communiquées aux autorités nationales (rapport annuel au Parlement) ou internationales.

### **2.3 L'insertion du Registre dans une refonte globale du système de protection radiologique**

Le Registre fédéral est actuellement en phase finale de conception. Sa réalisation technique devrait être achevée vers la fin de 1994 et il devrait être opérationnel vers 1995. Cependant la collection des données concernant les passeports radiologiques et leur contenu a débuté dès 1992. Le contenu de la banque de données correspondante sera intégrée dès que possible au Registre sous sa forme définitive.

Le développement du Registre intervient concurremment à une restructuration plus générale du système de protection radiologique. Les principes d'organisation du contrôle dans son ensemble et des stations de mesure d'exposition externe ou interne sont en cours de redéfinition. Il s'agit pour ces dernières d'établir des protocoles de mesures harmonisés ainsi que des pratiques identiques ou équivalentes en matière de compilation et traitement des données.

Le problème principal qui se pose à propos du bon fonctionnement du Registre est l'affectation univoque des doses recueillies à des personnes nommément désignées. Les seuls éléments d'identification actuellement prévus sont le nom, prénom, date de naissance et sexe. L'expérience passée des stations de mesure semble inciter les autorités allemandes à retenir un taux d'erreur de 30% environ (données incomplètes ou fausses, erreurs diverses d'identification, pas de numéro d'identification...).

En fait l'Office fédéral de Radioprotection, gestionnaire du Registre, paraît vouloir s'accommoder dans une large mesure d'une telle imprécision - qui me semble cependant un obstacle rédhibitoire à la validité de l'opération. Il prévoit de demander des investigations supplémentaires aux autorités régionales de radioprotection, en liaison avec les stations de mesure, si les doses d'un individu dépassent des seuils d'alerte déterminés. L'objectif est ainsi de s'assurer que des doses dépassant les limites réglementaires ne peuvent rester inconnues du fait des limites intrinsèques de l'outil de contrôle.

Le recueil et le traitement *a posteriori* des données accumulées jusqu'ici par les stations de mesure semblent être quasiment impossibles pour des raisons techniques (incompatibilité des protocoles de mesure et de la nature des informations conservées). Elle est pourtant possible dans le cadre juridique où opère le Registre.

Une extension plus intéressante est celle qui touche au cadre géographique de cette opération. Les responsables du projet à l'Office fédéral de Radioprotection m'ont ainsi clairement affirmé que le Registre était conçu comme l'échelon allemand du système informatisé prévu et demandé par la réglementation communautaire.

## **LE FONCTIONNEMENT DU CONTRÔLE**

## CHAPITRE I

### LE CONTROLE DE LA SURETE DES TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES

Le samedi 7 novembre 1992 le navire japonais AKATSUKI MARU quittait le port militaire de Cherbourg avec à son bord 1,5 tonnes de plutonium (1,7 tonnes d'oxyde  $\text{PuO}_2$ ). Une croisière sans escale de 59 jours devait le conduire au port de Tokaï le 5 janvier 1993, après un périple maritime apparemment sans histoires qui l'avait mené de l'océan Atlantique vers l'océan Indien, puis vers le Japon par la mer de Tasmanie.

Près de 200 journalistes ont suivi (parfois après un mois d'attente sur place...) les opérations d'embarquement des colis et les médias se sont faits largement l'écho de ce départ exceptionnel. L'arrivée normale du navire au Japon a moins retenu l'attention, d'autant qu'elle coïncidait avec le naufrage du pétrolier américain BRAER à proximité des îles Shetland et à la marée noire qui s'est ensuivie.

Dans ces conditions il était normal que je m'intéresse, dans le cadre des activités de l'Office parlementaire en matière de contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, aux questions touchant à la sûreté des transports de matières radioactives. Certes le sujet ne concerne pas à strictement parler la sûreté des *installations* nucléaires, mais il forme avec elle un tout difficilement dissociable.

Au demeurant le transport des matières radioactives est à l'évidence un sujet éminemment sensible. Tout accident se produisant sur la voie publique - en dehors même d'implications radiologiques éventuelles dont la réglementation s'attache à limiter les conséquences potentielles sur les travailleurs, le public et l'environnement - aurait des répercussions médiatiques considérables.

Il est vrai que c'est au cours des opérations de transport que le public est susceptible d'être mis « au plus près » des matières radioactives et des risques qu'elles représentent.

Une vigilance particulière est donc de mise, qui me semble avoir été bien intégrée par les opérateurs concernés et par le dispositif international et national dévolu au contrôle de la sûreté et la sécurité des transports de matières radioactives.

Bien évidemment ceci n'empêche pas que certaines voix s'élèvent pour contester les modalités de ces transports, les normes de sûreté qui leur sont applicables, et par là même leur opportunité.

La nécessité d'opérer dans un cadre international a guidé l'élaboration du dispositif français de contrôle de la sûreté des transports de matières radioactives, qui est aujourd'hui bien rôdé et agit efficacement. Les perspectives ne sont toutefois pas figées, tant au niveau international que du fait de certaines évolutions propres au parc nucléaire français.

## **A. LA NECESSITE D'UNE APPROCHE INTERNATIONALE POUR LA SURETE DES TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES**

### **1. LES TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES**

#### **1.1 Présentation générale**

Le transport des matières radioactives n'est pas une activité récente. Dès le début du XIX<sup>ème</sup> siècle l'uranium était utilisé, donc transporté, pour la fabrication d'émaux et de porcelaines. Mais c'est bien entendu après la découverte de la radioactivité et de la fission nucléaire que le trafic a considérablement augmenté.

Les techniques nucléaires ont de multiples applications, dont beaucoup nécessitent un transport de substances radioactives. Dans le domaine de l'alimentation et de l'agriculture on peut citer diverses activités de recherche (sur les engrais, l'eau, les aliments pour le bétail...), la lutte contre les insectes, la conservation des aliments. Dans le domaine de l'environnement, de la géologie et de l'hydrologie : détermination des voies de transfert, datation... Dans le domaine de la santé humaine : radioéléments destinés à des fins diagnostiques et thérapeutiques, stérilisation de produits médicaux... Enfin dans l'industrie on peut recenser par exemple la conduite de processus (mesures d'épaisseur, de densité, de vitesse d'écoulement...), l'utilisation de traceurs (mesure de l'usure et de la corrosion), l'analyse non destructive (gammagraphie et neutronographie) ainsi que la production d'électricité d'origine nucléaire.

Les transports de matières radioactives concernent aussi les déchets, comme les déchets « technologiques » de faible et moyenne activité (gants, blouses...) provenant des centrales nucléaires, des usines du cycle du combustible ou des centres de recherche, les déchets de durée de vie supérieure à 70 jours provenant des petits producteurs (établissements de soins, laboratoires, industries), ou les colis retournant à vide à leur lieu de départ, qui présentent souvent une légère contamination intérieure résiduelle.

Dans les années 60, un million de colis environ étaient transportés de par le monde. Au sein des États membres de la Communauté européenne, ce nombre est passé de 1,4 million en 1980 à 2 millions en 1990. On estime que plus de 10 millions de colis contenant des matières radioactives circulent chaque année dans le monde. La plupart d'entre eux ne véhiculent cependant qu'une faible quantité de matière et d'activité. Ce total représente environ 3% de la masse des « matières dangereuses » transportées annuellement.

Les mêmes pourcentages se retrouvent dans les différents pays. Aux États-Unis par exemple, 100 millions de colis de matières dangereuses sont transportés chaque année, dont 2,8 millions contiennent des substances radioactives. La majeure partie est destinée à des applications médicales et industrielles et 250 000 sont liés à la production d'électricité nucléaire. Les États-Unis ayant abandonné l'option du retraitement - dans le domaine civil uniquement... - les 2 000 tonnes de combustibles usés déchargées chaque année des réacteurs sont pour la plupart stockées sur le site de production et ne donnent lieu qu'à moins de 100 transports.

## 1.2 Les transports de matières radioactives en France

Les activités de la France dans le domaine nucléaire couvrent la production d'électricité, avec une maîtrise de l'ensemble du cycle du combustible, la recherche effectuée sur les sites du CEA et les autres applications médicales et industrielles des radioéléments. 300 000 colis sont transportés chaque année depuis le début des années 90. Les considérations qui suivent sont essentiellement relatives aux transports de matières radioactives à usage civil.

### 1.2.1 Les flux de matières radioactives liées au cycle du combustible

Rappelons les grandes étapes du cycle du combustible. Le minerai d'uranium, qui ne contient en général que quelques pour-mille (éventuellement quelques pour-cent) d'élément uranium, est concentré par broyage, concassage et traitements chimiques variables en fonction de la qualité du minerai. Le concentré contient environ 75% d'oxyde d'uranium  $U_3O_8$  ; il est appelé *yellow cake* en raison de sa forme poudreuse ou pâteuse et de sa couleur. Les installations de concentration sont généralement situées à proximité immédiate des mines.

Après raffinage, le concentré subit une opération de conversion, qui consiste à combiner l'uranium avec le fluor. L'oxyde  $U_3O_8$  subit diverses transformations chimiques puis, en présence d'acide fluorhydrique HF, produit du tétrafluorure d'uranium  $UF_4$ . Celui-ci permet la préparation soit de l'uranium métallique utilisé dans la filière UNGG (Uranium Naturel - Graphite - Gaz) soit de l'hexafluorure d'uranium  $UF_6$ , par une nouvelle réaction avec le fluor. Cette seconde forme est destinée aux réacteurs à uranium enrichi (eau sous pression ou eau bouillante). L'uranium métallique et l' $UF_4$  sont préparés dans l'usine de COMURHEX à Malvézi (Aude), l' $UF_6$  est préparé par COMURHEX à Pierrelatte (Drôme).

L'hexafluorure d'uranium est ensuite dirigé vers les installations d'enrichissement, afin d'accroître sa teneur en uranium 235. Le procédé utilisé en France est celui de la diffusion gazeuse, mis en oeuvre par EURODIF à l'usine Georges BESSE sur le site de Tricastin (Drôme).

La fabrication du combustible nécessite des procédés différents selon les filières envisagées. Pour la filière UNGG, le combustible était préparé par SICN (Isère, Haute Savoie) à partir d'uranium métallique fabriqué à Malvézi. Pour la filière REP, l' $UF_6$  est transformé en oxyde d'uranium  $UO_2$  sous forme de poudre, qui est comprimée en petites pastilles cylindriques cuites au four ; ces pastilles sont introduites dans des tubes

métalliques pour former des crayons, réunis ensuite en grappe dans des assemblages. Ces combustibles sont fabriqués par la société FBFC dans ses usines de Romans (Isère), Pierrelatte et Dessel (Belgique). Le combustible Mox est fabriqué également à Dessel ainsi qu'à Cadarache (Bouches-du-Rhône) ; l'usine MELOX à Marcoule (Gard) devrait être mise en exploitation vers 1995. Les combustibles de la filière rapide sont fabriqués à Cadarache.

Les assemblages sont dirigés vers les centrales nucléaires, d'où ils repartent après usage vers l'usine de retraitement de COGEMA à La Hague (Manche). L'uranium de retraitement (sous forme de nitrate d'uranyle) est envoyé à Pierrelatte : dans l'atelier TU2 (opérationnel depuis 1986), il sera remis sous forme oxyde ( $UO_2$ ) puis stocké avant d'être éventuellement réenrichi ou utilisé dans la fabrication de Mox ; dans l'atelier TU5 il est transformé en  $UF_4$  destiné à être converti en  $UF_6$  dans les installations de COMURHEX mentionnées ci-dessus, puis réenrichi et recyclé dans les réacteurs REP. Pour la fabrication de Mox, une partie du plutonium séparé à La Hague est dirigée vers l'usine de BELGONUCLEAIRE située à Dessel, une autre partie éventuellement vers Cadarache.

Les quantités de matières susceptibles d'être transportées annuellement pour un parc de centrales nucléaires de capacité installée de 50 000 MW - ordre de grandeur de la puissance installée en France actuellement - représentent environ :

- 4 millions de tonnes de minerai d'uranium ;
- 10 000 tonnes de concentré d'uranium ;
- 10 000 tonnes d' $UF_4$  (tétrafluorure d'uranium) ;
- 10 000 tonnes d' $UF_6$  (hexafluorure d'uranium) ;
- 1 600 tonnes d' $UF_6$  enrichi ;
- 1 000 tonnes d'uranium enrichi sous forme d'assemblages combustibles neufs ;
- 1 000 tonnes d'uranium sous forme d'assemblages combustibles irradiés ;
- 10 tonnes de  $PuO_2$  ;
- 15 000 m<sup>3</sup> de déchets d'exploitation des centrales ;
- 4 000 m<sup>3</sup> de déchets de retraitement de faible activité ;
- 3 000 m<sup>3</sup> de déchets  $\alpha$  de retraitement ;
- 150 m<sup>3</sup> de déchets de retraitement vitrifiés.

Si l'on excepte les transports se déroulant sur site et ceux des minerais, on observe environ 4 000 transports par an impliquant 70 000 colis. Une vingtaine de transports sont effectués par voie aérienne, 200 par mer, 1 000 par fer. Le reste est fait par route. Dans certains cas, deux voire trois modes de transports sont utilisés, ce qui occasionne des ruptures de charge.

Des statistiques à la fois plus partielles et plus précises peuvent être obtenues pour les matières dites *nucléaires*, en vertu des dispositions de la loi n°80-572 du 25 juillet 1980 « sur la protection et le contrôle des matières nucléaires ». Cette loi vise à prévenir les pertes, les disparitions, les vols et les détournements à des fins malveillantes des matières les plus sensibles. Elle oblige leurs détenteurs à une comptabilité précise et instaure un contrôle strict sur certains des transports occasionnés par les matières concernées, qui sont au nombre de six : plutonium, uranium, deutérium, tritium, thorium, lithium 6.

Celles-ci sont classées en 3 catégories en fonction de la nature des matières transportées et des masses mises en jeu, selon le tableau annexé au décret d'application du 12 mai 1981 (1). La catégorie I regroupe les transports les plus sensibles, les catégories II puis III sont moins sensibles.

Le rapport annuel pour 1991 du Service de Protection et de Contrôle des Matières nucléaires, adressé au Parlement, permet d'établir les deux tableaux suivants :

*Nombre de transports de matières nucléaires en 1991*

CATÉGORIES	NATIONAL	IMPORT	EXPORT	TRANSIT	TOTAL
Catégorie I	64	14	27	0	105
Catégorie II	12	11	17	0	40
Catégorie II (combustibles irradiés)	309	139	78	20	546
Catégorie III	454	260	247	40	1001
<b>TOTAL</b>	<b>839</b>	<b>424</b>	<b>369</b>	<b>60</b>	<b>1692</b>

*Modes de transport des matières nucléaires en 1991*

CATÉGORIES	Voie routière exclusivement	Voie ferroviaire	Voie maritime	Voie aérienne	TOTAL
Catégorie I	101	0	0	4	105
Catégorie II	13	0	10	17	40
Catégorie II (combustibles irradiés)	158	361	27	0	546
Catégorie III	609	122	240	30	1001
<b>TOTAL</b>	<b>881</b>	<b>483</b>	<b>277</b>	<b>51</b>	<b>1692</b>

Les transports par voie ferroviaire, maritime ou aérienne nécessitent généralement un trajet routier en début et/ou fin de parcours

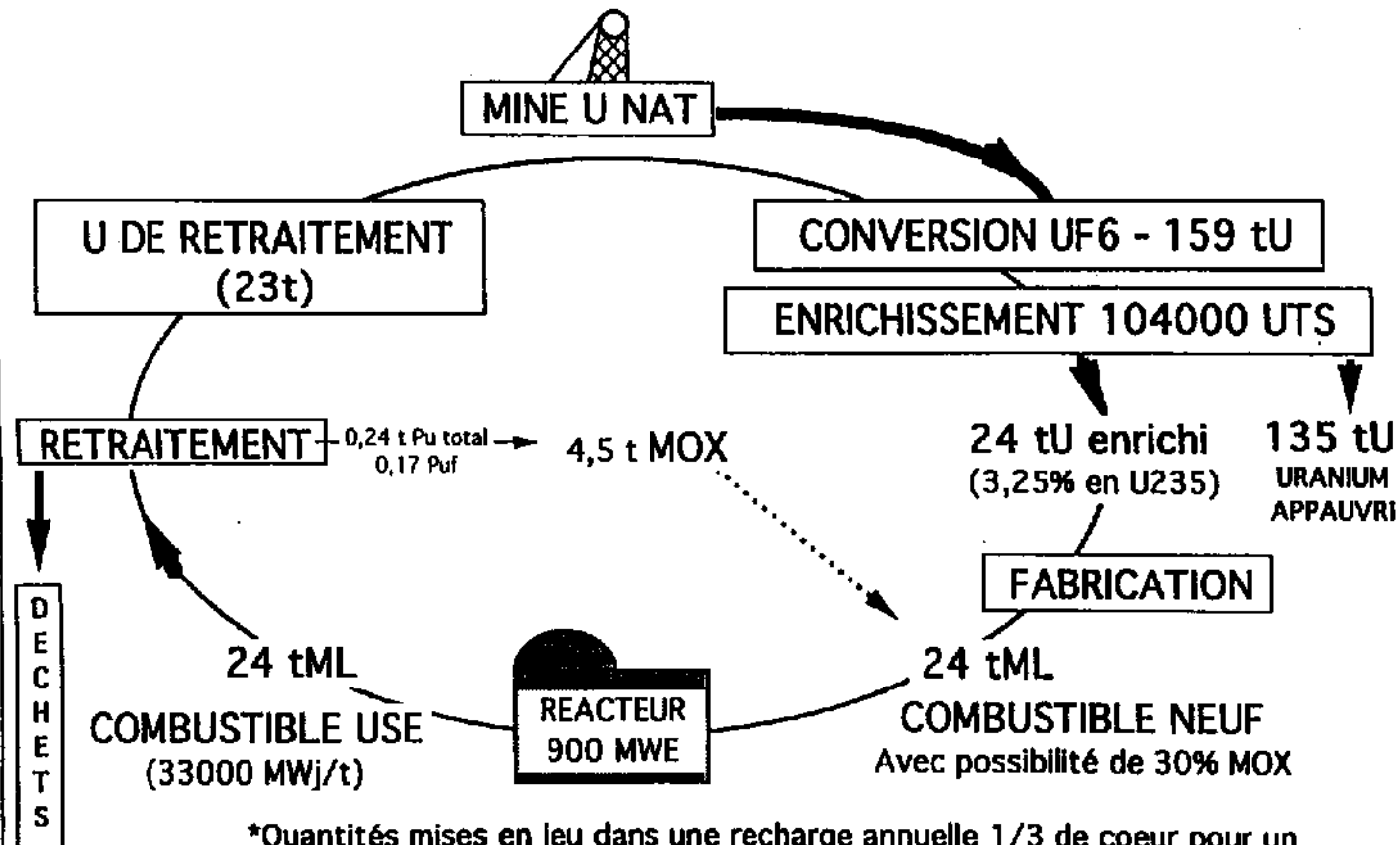
En théorie il ne devrait pas être très difficile de déduire de la taille et de la constitution du parc nucléaire français les flux de matières radioactives tout au long du cycle du combustible. On pourrait ainsi fonder son analyse sur un schéma de cycle pour un réacteur, comme celui présenté en page suivante, puis multiplier par le nombre de réacteurs existants (sous réserve de prendre en compte par rapport au schéma fourni les données relatives au palier 1300 MW).

La réalité doit tenir compte d'autres paramètres :

<sup>1</sup> Voir au B.2.4 La protection physique des matières nucléaires au service de la sûreté des transports.



# CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE TYPE 1/3 COEUR\*



\*Quantités mises en jeu dans une recharge annuelle 1/3 de cœur pour un réacteur à eau légère sous pression et produisant annuellement 6,2 TWh

tU = tonnes d'uranium naturel - tML = tonnes de métal lourd (métal enrichi entrant dans l'assemblage) - taux de rejet = 0,25% U235

- certains sont de nature purement juridique : par exemple le fait que les opérateurs peuvent ne comptabiliser que les matières qui sont leur propriété. Lors de l'audition publique organisée à l'Office parlementaire le 3 novembre 1993, M. GLOAGUEN, du Service du Combustible à EDF, a ainsi expliqué que sur les 2 395 tonnes d' $U_3O_8$  achetées par EDF, seules 180 tonnes avaient été transportées sous propriété EDF ; de même sur les 4 380 tonnes inscrites à l'inventaire comme achat d' $UF_6$  naturel, aucune n'a été transportée sous propriété d'EDF car le transfert de propriété a eu lieu sur le site même de Pierrelatte. Il est bien évident que ces matières ont été effectivement transportées par ailleurs, mais on voit ici une difficulté pour éviter les doubles comptes ou les quantités oubliées.
- d'autres paramètres sont plus techniques : par exemple le fait que certains flux ne sont pas encore « à l'équilibre » : la mise en service récente de nouveaux réacteurs (par exemple Golfech-2 en 1993) entraîne un décalage entre les entrées dans le parc d'assemblages combustibles neufs et les sorties d'assemblages irradiés ; cet effet se poursuit à terme plus long que le premier rechargement car avant d'être envoyés pour retraitement à La Hague les combustibles déchargés restent quelques mois en piscine auprès du réacteur ;
- d'autres paramètres sont d'ordre technico-économique : entre chacune des étapes du cycle existent des stocks tampon de matières, dont la variation entraîne nécessairement des distorsions entre les flux d'entrée et de sortie. Bien évidemment sur le moyen terme ces deux flux suivent des tendances cohérentes, mais des divergences significatives ne sont pas à exclure sur des périodes plus courtes. On voit par exemple que le stock d' $U_3O_8$  propriété d'EDF a diminué de près de 1 000 tonnes en 1992, 2 395 tonnes étant entrées et 3 390 sorties. En revanche le stock d' $UF_6$  enrichi s'est accru de près de 180 tonnes.

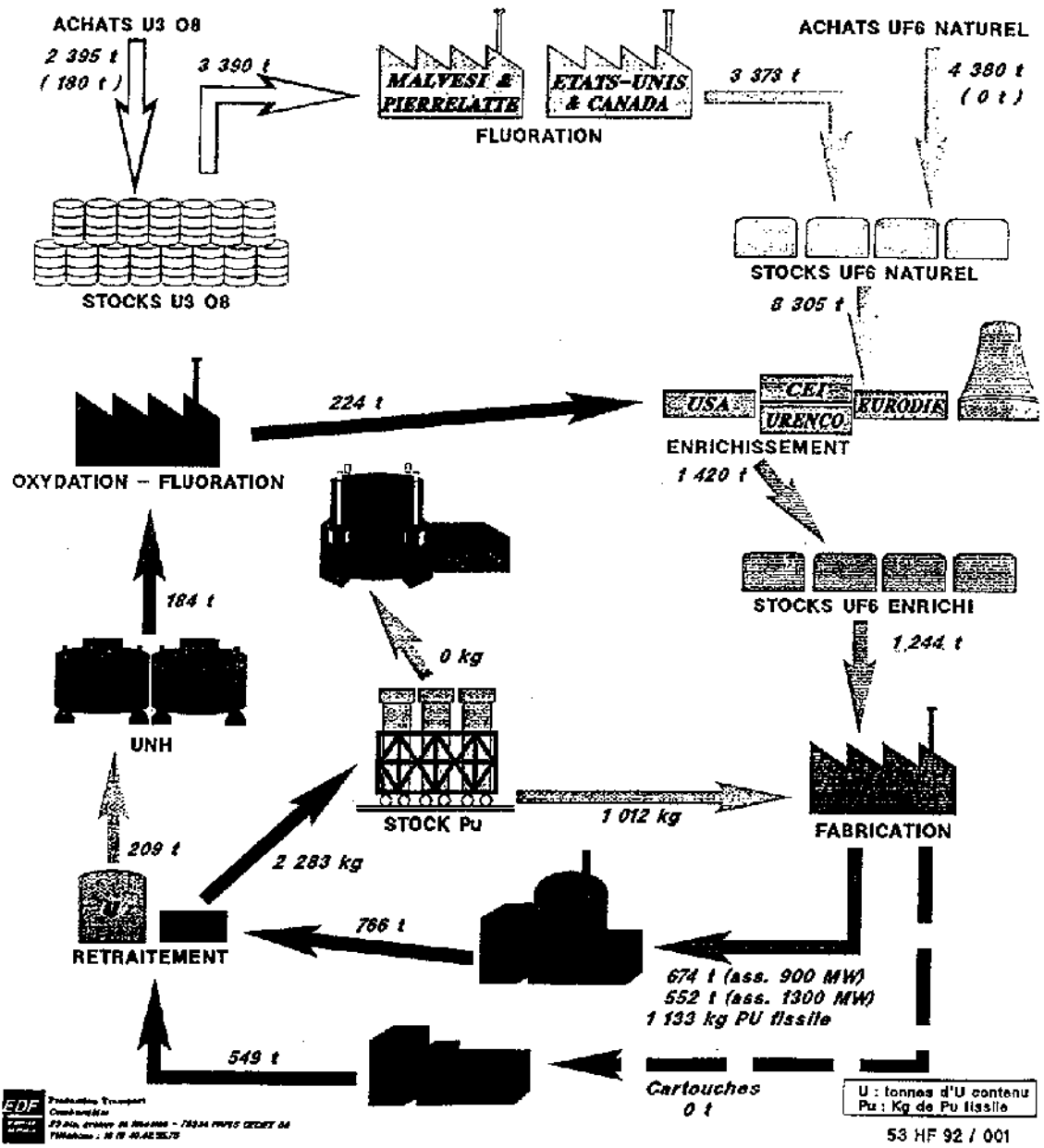
Diverses sources permettent d'établir quelques comparaisons internationales sur certains points particuliers comme les mouvements de combustibles irradiés vers les installations européennes adaptées :

*Transports vers les usines européennes de retraitement et les stockages intérimaires*

Installation	Nombre de mouvements d'emballages		Tonnages d'uranium transportés	
	1991	1992	1991	1992
La Hague (Cogema) (a)	3240	3652	11810	13144
Sellafield (BNFL) (a)	2628	2127	4222	4754
Karlsruhe (WAK) (a)	261	261	228	228
Moi (Eurochemic) (a)	190	190	170	170
Oskarshamn (CLAB) (b)	550	590	1500	1684
<b>TOTAL</b>	<b>6869</b>	<b>6820</b>	<b>17930</b>	<b>19980</b>

Source : *Reprocessing News* ; (a) usine de retraitement ; (b) stockage intérimaire  
 colonne de gauche : état en décembre 1991 ; colonne de droite : état en décembre 1992

# LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE 1992



### 1.2.2 Les flux de radio-isotopes

Les matières et transports mentionnés dans ce paragraphe ne concernent que de façon marginale les centres d'intérêt que je me suis assignés dans le cadre du rapport annuel de l'Office parlementaire. Il m'a cependant semblé intéressant de consacrer quelque place à cet aspect spécifique des transports de matières radioactives.

Plus des deux tiers des 300 000 colis transportés en France sont occasionnés par l'expédition de radio-isotopes. 90% de ces expéditions concernent des produits pharmaceutiques radioactifs et des isotopes pour la recherche médicale. Le reste se compose de grandes sources pour la radiothérapie et de radio-isotopes pour l'industrie et la recherche.

A titre d'exemple, CIS-BIO INTERNATIONAL, filiale du groupe ORIS, le principal producteur de radio-isotopes en France, a expédié en 1991 près de 180 000 colis radioactifs et 20 000 colis non radioactifs du point de vue réglementaire (c'est-à-dire dont l'activité est inférieure à 70 Bq/gramme). Pour cette fabrication CIS-BIO INTERNATIONAL a reçu environ 16 200 colis radioactifs.

On peut distinguer trois lignes de produits principales :

- 1/ les produits pour l'analyse médicale faiblement ou non radioactifs. 285 000 kits (tubes) non radioactifs ont été reçus à partir desquels la société a livré 19 000 colis non radioactifs et 46 000 colis faiblement radioactifs dits exceptés <sup>(2)</sup> ;
- 2/ les produits pour l'imagerie médicale : les approvisionnements ont généré un flux d'entrée de 16 000 colis de type A et 156 colis de type B. Le flux de sortie est de 110 000 colis de type A ;
- 3/ les sources radioactives pour la radiothérapie, la curiethérapie ou les applications industrielles : on recense un flux d'entrée de 20 colis de type B et un flux de sortie de 2 600 colis de type A et 55 colis de type B.

L'activité totale expédiée est de l'ordre de 100 peta becquerels ( $10^{17}$  Bq). Elle a plus que doublé entre 1985 et 1990. Au total 192 000 colis sont expédiés en France et à l'étranger ; leur répartition géographique et modale est la suivante :

Destination	Colis	Mode de transport	Colis
Paris et région parisienne	25 000	route	115 000
France hors région parisienne	67 000	air	77 000
CEE	68 000	mer	62
reste du monde	32 000	poste	217 non actifs

les colis transportés par la route sont les 92 000 colis à destination de la France et 25 000 colis à destination de l'Europe communautaire

<sup>2</sup> La définition réglementaire des colis (exceptés, industriels, de type A, de type B, pour matières fissiles) peut être trouvée dans les paragraphes consacrés à la réglementation.

L'importance du trafic aérien s'explique par la nécessité d'obtenir, même pour les longs parcours, des durées limitées de transport compte tenu des durées de vie, généralement très courtes, des radio-isotopes concernés.

### *1.2.3 Les transports de gammagraphes industriels*

Il s'agit d'appareils destinés au contrôle industriel. Si le parc est relativement réduit (en France un millier d'engins environ, pour 410 utilisateurs autorisés), ils sont l'objet de nombreux déplacements. Le trafic total de gammagraphes peut être évalué à plusieurs dizaines de milliers de transports par an.

### *1.2.4 La vision spécifique du gestionnaire des déchets radioactifs*

L'ANDRA (Agence nationale pour la Gestion des Déchets radioactifs) a enregistré pour 1992 près de 1 200 expéditions par route (13 500 m<sup>3</sup>) et 500 wagons (8 000 m<sup>3</sup>). Il s'agit pour l'essentiel de colis industriels (fûts et caissons), qui sont à peu près au nombre de 60 000.

Les colis issus des installations nucléaires – essentiellement générés par des opérations d'exploitation et de maintenance – sont des fûts de 100 à 200 litres, des caissons métalliques, des emballages en béton allant de 1 à 10 m<sup>3</sup>. Ils représentent l'essentiel des volumes apportés : bottes, chiffons, outils usagés, vinyle, filtres... Ils sont transportés vers les sites de stockage *ad hoc* : le Centre de la Manche et le Centre de l'Aube. Les colis collectés dans les installations hospitalières ou les instituts de recherche sont surtout des bonbonnes ou des emballages contenant différents produits usagés.

## **2. LA « RÉGLEMENTATION » INTERNATIONALE POUR LA SÛRETÉ DES TRANSPORTS**

Il est nécessaire de placer des guillemets autour du mot *réglementation*, si l'on cherche à analyser les travaux des instances internationales qui ont été amenées à se pencher sur la question de la sûreté des transports. En effet, hormis les conventions dont peuvent être signataires certains États dans certains domaines particuliers, la production « normative » des institutions concernées relève le plus souvent du « code de bonne pratique ». L'application de ce qui n'est donc que des *recommandations* ne peut se faire qu'après transposition dans le droit interne selon les procédures propres à chaque pays.

Il est néanmoins commode de parler de réglementation, d'autant que l'AIEA intitule *Règlement de transport des matières radioactives* la « Loi fondamentale » éditée sous ses auspices, qui inspire l'ensemble des règles nationales en la matière.

### **2.1 Les principes de base de la réglementation**

#### *2.1.1 Le rôle central de l'AIEA dans l'élaboration de la réglementation*

Par nature le transport de matières radioactives a une dimension internationale qui exige la définition et la mise en oeuvre d'un certain nombre de règles communes. C'est pourquoi le Conseil Économique et Social des Nations Unies a chargé en 1959 l'Agence internationale de l'Énergie atomique (AIEA) d'élaborer des recommandations en ce sens.

Sous l'empire de ce mandat, l'AIEA a engagé un programme d'action dans de multiples directions. Ce programme a notamment pour rôle essentiel de servir de cadre à l'élaboration des règles visant à garantir la sûreté du transport des matières radioactives. Les États membres y contribuent activement en signalant les problèmes de transport qui se posent ainsi qu'en élaborant des solutions pratiques pour y remédier.

Ils participent aux activités de l'AIEA en se faisant représenter lors des réunions de groupes consultatifs, de comités techniques et de consultants. Mais c'est surtout au sein du SAGSTRAM, Groupe consultatif permanent sur le transport des matières radioactives, que l'AIEA invite les États membres et les organisations internationales compétentes à apporter leur concours à l'élaboration du Règlement.

La première publication du Règlement date de 1961 ; elle porte le numéro 6 de la Collection « Sécurité ». Faisant partie des documents à caractère normatif, elle est classée sous la rubrique « Normes de sûreté de l'AIEA » et imprimée sous couverture rouge. Cette publication a été complétée par quatre autres documents dans la même collection « Sécurité » mais classés dans la rubrique « Guides de sûreté de l'AIEA », donc imprimés sous couverture verte. Il s'agit en quelque sorte des textes d'interprétation et d'application du Règlement :

- n° 7 : *Commentaire des dispositions du règlement de transport des matières radioactives de l'AIEA* (édition de 1985, deuxième édition revue en 1990) ;
- n° 37 : *Directives pour l'application du règlement de transport des matières radioactives de l'AIEA* (troisième édition, revue en 1990) ;
- n° 80 : *Abrégés des prescriptions concernant le transport de types déterminés d'envois de matières radioactives* (revus en 1990) ;
- n° 87 : *Planification et préparation des interventions en cas d'accident pendant le transport de matières radioactives.*

Depuis l'origine le Règlement a subi trois révisions majeures, qui ont permis de l'ajuster aux changements scientifiques et techniques : 1967, 1973, 1985. L'AIEA est actuellement dans une quatrième révision, qui devrait aboutir vers 1996. En fait, l'expérience passée a montré clairement qu'un processus efficace d'actualisation du Règlement était nécessaire. En 1986 le SAGSTRAM a recommandé à l'Agence d'instituer un processus d'examen permanent qui permette de réviser périodiquement le n° 6 de la collection « Sécurité » ainsi que ses documents d'appui. Suite à cette recommandation, l'AIEA a entrepris de définir une procédure régulière de révision décennale. Ces modifications importantes n'excluent pas la possibilité d'établir des versions amendées à des fréquences plus rapprochées, qui aménagent certaines dispositions de façon plus mineure ; une telle révision limitée a eu lieu par exemple en 1979. Parallèlement, l'AIEA peut être amenée à développer dans des documents techniques (collection « TECDOC ») des modifications partielles d'ordre technique, destinées ultérieurement à être incluses totalement ou en partie dans le Règlement.

Un nombre important d'États membres de l'AIBA et plusieurs organisations internationales ont adopté le règlement de transport de l'AIEA. Ce règlement est plus largement appliqué que tout autre ensemble de normes de l'AIEA. Il est la base des règles qui régissent le transport à l'échelon national et international de pratiquement toutes les matières radioactives dans le monde entier. Au plan international, il a ainsi inspiré les textes suivants :

- règlement de l'ONU (*Recommandations relatives au transport des marchandises dangereuses*) pour sa classe 7 : « Matières radioactives » ;
- *Instructions techniques pour la sécurité du transport aérien des marchandises dangereuses*, Organisation de l'Aviation civile internationale (OACI) ;
- réglementation IATA du transport des marchandises dangereuses, Association du Transport aérien International (IATA) ;
- *Code maritime international des marchandises dangereuses (IDMG)*, Organisation maritime internationale (OMI) ;
- Convention postale universelle de Rio de Janeiro, Union postale universelle ;
- Convention internationale sur la sécurité des conteneurs, OMI.

D'autres organisations internationales, à vocation régionale cette fois, ont intégré les recommandations du Règlement transport de l'AIEA :

- *Accord européen concernant le transport international de marchandises dangereuses par route (ADR)*, avec son protocole de signature, Commission Économique des Nations Unies pour l'Europe ;
- *Règlement international concernant le transport des marchandises dangereuses par chemins de fer (RID)*, Convention relative aux transports internationaux ferroviaires (COTIF), Office central des transports internationaux par chemins de fer ;
- *Règlement pour le transport des matières dangereuses sur le Rhin (ADNR)*, Commission centrale de la Navigation sur le Rhin ;
- *Prescriptions européennes relatives au transport international des marchandises dangereuses par voie navigable (ADN)*, Commission Économique des Nations Unies pour l'Europe ;
- *Règlement de transport des substances radioactives*, annexe 4 à l'*Accord sur la circulation internationale du fret par chemins de fer (SMGS)*, Organisation de coopération des chemins de fer [pour les ex-pays de l'Est] ;
- *Règles de sécurité de transport du combustible nucléaire irradié depuis les centrales électronucléaires des pays membres du CAEM - transport par voie ferrée*, CAEM.

### 2.1.2 Les risques liés au transport des matières radioactives

Bien que la plupart des colis ne transportent que de faibles quantités de matières radioactives, c'est au stade du transport que des personnes du public sont mises en présence de ces matières. Le risque, qui peut être caractérisé de façon générique par la notion de *risque radiologique*, se décline essentiellement selon trois modalités :

- un risque d'exposition externe, dû au rayonnement des matières ; il convient de s'en protéger par l'incorporation d'écrans appropriés dans les emballages, conçus pour absorber les rayonnements les plus pénétrants ( $\gamma$  et neutrons) ;
- un risque d'exposition interne, dû à une dissémination éventuelle des matières ; on s'en préserve par la mise en œuvre d'un confinement hermétique ;
- un risque de criticité, dû à la présence éventuelle de matières fissiles dans les colis ; on le prévient par une limitation de la quantité de matière transportée dans chaque colis et par la conception interne du colis : la géométrie assure l'éloignement adéquat des matières.

Le règlement de l'AIEA ajoute à ces risques les effets thermiques éventuels dus à l'activité transportée dans les colis ; la conception de l'emballage doit tout à la fois permettre une bonne évacuation de la chaleur interne et limiter la température à la surface des colis ainsi que les flux thermiques potentiels de l'extérieur vers l'intérieur du colis (afin de parer aux conséquences d'un incendie).

### 2.1.3 Une réglementation fondée sur la prévention des dommages sanitaires

La réglementation du transport des matières radioactives est originale à plus d'un titre. Les textes internationaux consacrés au transport des matières dangereuses en général sont principalement fondés sur les propriétés intrinsèques des produits, sans référence explicite à des dommages sanitaires. Ils s'attachent à garantir un niveau de sûreté élevé pour les conditions normales ou les incidents « de routine » ; la prise en compte des accidents est largement reportée au stade de l'intervention post-accidentelle, qui doit être la plus rapide et la plus efficace possible.

Dans le règlement IMDG de l'Organisation maritime internationale par exemple, l'incendie - événement non exceptionnel à bord d'un navire - est considéré du point de vue de la prévention et de l'intervention mais rarement pour le conditionnement des matières.

La réglementation du transport des matières radioactives est quant à elle fondée sur la prise en compte des dommages sanitaires pouvant résulter d'accidents de référence. Le Règlement précise en son premier article (qui porte le numéro 101) : *"L'objet du présent Règlement est de fixer des normes de sûreté permettant la maîtrise, d'un niveau acceptable, des risques radiologiques auxquels sont exposés les personnes, les biens et l'environnement du fait du transport de matières radioactives [...]."*

L'ensemble des prescriptions du Règlement transport vise à ce que :



- l'équivalent de dose efficace ou l'équivalent de dose efficace engagé à une personne exposée au voisinage d'un colis de transport à la suite d'un accident ne dépasse pas la limite de dose annuelle pour les travailleurs sous rayonnements, à savoir 50 mSv ;
- l'équivalent de dose ou l'équivalent de dose engagé reçu par les différents organes, y compris la peau, d'une personne prise dans l'accident ne dépasse pas 0,5 Sv ou dans le cas particulier du cristallin 0,15 Sv.

Ces valeurs sont retenues pour l'analyse dans le cadre d'une hypothèse supplémentaire : il est improbable qu'une personne reste à 1 mètre du colis endommagé pendant plus de 30 minutes.

Par ailleurs, les dispositions générales (chapitre II) débutent par 6 articles consacrés à la radioprotection, dont par exemple l'article 202, qui introduit dans le Règlement le principe ALARA <sup>(3)</sup> : *"Les expositions aux rayonnements résultant de la manutention, de l'entreposage et du transport de matières radioactives doivent être maintenues au niveau le plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux."*

#### **2.1.4 Les deux piliers de la réglementation**

La recherche d'un degré élevé de sûreté a conduit à faire reposer celle-ci, non pas seulement sur des mesures administratives ou d'organisation, mais d'abord sur la conception même des colis, en visant un transport des matières radioactives aussi peu différent que possible des transports traditionnels. Deux principes sont donc à la base des analyses et recommandations de l'AIEA :

- 1/ la sûreté repose essentiellement sur le colis ;
- 2/ le degré de sûreté apporté par le colis est adapté au danger potentiel de la matière transportée.

Le *colis* est l'unité destinée à l'expédition comprenant la matière et son emballage. Une des conséquences du premier principe est que n'importe quel mode de transport peut être utilisé (sauf cas particulier) et n'importe quel itinéraire emprunté dès lors que la matière est transportée dans un emballage adéquat.

Le deuxième principe signifie par exemple qu'on ne transportera pas dans des emballages offrant des résistances identiques des matières aux caractéristiques radiologiques différentes (en l'occurrence il convient mieux de parler de *radioradioactivité*, concept qui prend en compte les modes de dispersion et propagation dans l'environnement ainsi que les modes d'exposition effectifs des individus).

---

<sup>3</sup> ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*): "Aussi bas que raisonnablement possible", principe d'optimisation au regard des objectifs de protection et des facteurs économiques et sociaux. Ce principe irrigue désormais toute la réflexion sur les impératifs de la protection radiologique.

Il en découle que c'est l'expéditeur qui doit être et est effectivement responsable de la sûreté du transport et non le transporteur. C'est lui qui est l'*exploitant* au sens de la Convention de Paris pour la responsabilité des dommages nucléaires, au cas d'un accident en cours de transport ayant des conséquences radiologiques.

Les règles de sûreté sont formulées de façon à définir des objectifs à atteindre plutôt que les méthodes à suivre pour les atteindre.

## 2.2 L'organisation générale du Règlement

### 2.2.1 La définition d'une typologie des colis

Toutes les matières physiquement radioactives ne sont pas radioactives au sens du Règlement transport de l'AIEA : "*Par matière radioactive on entend toute matière ayant une activité spécifique supérieure à 70 Bq/g*" (Règlement, art. 139). Le Commentaire permet de justifier la position de l'AIEA : "[...] car il n'y a pas lieu de faire entrer dans son champ d'application un grand nombre de substances, que l'on rencontre souvent à l'état naturel, contenant des quantités négligeables de radioactivité et ne présentant, en cas de transport, aucun risque appréciable" (Commentaire, art. E-139).

Au regard de la grande variété des matières radioactives susceptibles d'être transportées, l'AIEA a convenu de définir une typologie des colis, répartis en quatre types. Il s'agit ainsi de répondre à la deuxième exigence fondamentale : le degré de sûreté apporté par le colis est adapté au danger potentiel de la matière transportée.

A toute typologie il faut un critère. Celui qui a été retenu au premier chef est l'**activité totale du produit transporté**.

En effet, si, dans la mesure où le colis est intact, le débit de dose de rayonnement à son contact peut paraître une donnée essentielle quant au danger éventuel de manipulation, en cas d'accident en revanche la matière radioactive est susceptible d'être dispersée. C'est ce qui a incité à choisir l'activité transportée comme paramètre préférentiel.

Cependant le danger présenté par deux radionucléides distincts peut être, à activités égales, très différent : il dépend de la nature des rayonnements émis, de leur énergie, de la durée de demi-vie de l'élément radioactif en cause, de la forme physique ou chimique du nucléide... Il a donc été décidé de faire dépendre l'activité totale maximale transportable dans un emballage de type donné de sa radiotoxicité, grandeur qui définit sa nuisance pratique en fonction de ces divers paramètres et son aptitude à se disperser.

La prise en considération de l'aptitude à se disperser a conduit à la notion de *forme spéciale* ; ce vocable désigne, soit une matière solide se présentant sous forme compacte, soit une capsule scellée, telle qu'on ne puisse l'ouvrir qu'en la détruisant. La matière n'est plus susceptible de dispersion, et le seul risque à prendre en considération en pratique est alors celui de l'exposition externe.

On est ainsi conduit à définir (et calculer selon des règles précises) pour 380 radionucléides environ deux activités de référence  $A_1$  et  $A_2$ , autour desquelles s'articule

la définition des différents types de colis. L'activité  $A_1$  correspond à une matière sous forme spéciale ; elle est donc toujours supérieure à l'activité  $A_2$  qui est calculée sans condition de forme. Ces deux activités ne sont pas toujours dans la même proportion ; par exemple pour le césium 137 (radionucléide utilisé pour les irradiateurs médicaux et industriels)  $A_1 = 2$  térabecquerels et  $A_2 = 0,5$  térabecquerels, alors que pour le plutonium 239,  $A_1 = 2$  térabecquerels et  $A_2 = 2.10^{-4}$  térabecquerels. La radiotoxicité du plutonium sous forme non spéciale est en effet beaucoup plus importante que celle du césium dans les mêmes conditions ; son  $A_2$  doit donc être inférieur.

La réglementation conduit alors à définir quatre types de colis :

- les colis exceptés contiennent moins de certains sous-multiples de  $A_1$  ou  $A_2$ , selon la forme de la matière radioactive concernée :

*Limites d'activité pour les colis exceptés*

État physique du contenu	APPAREILS ET OBJETS		MATIÈRES
	Limites par article	Limites par colis	Limites par colis
Solides			
- forme spéciale	$10^{-2} A_1$	$A_1$	$10^{-3} A_1$
- autres formes	$10^{-2} A_2$	$A_2$	$10^{-3} A_2$
Liquides	$10^{-3} A_2$	$10^{-1} A_2$	$10^{-4} A_2$
Gaz			
- tritium	$2.10^{-2} A_2$	$2.10^{-1} A_2$	$2.10^{-2} A_2$
- forme spéciale	$10^{-3} A_1$	$10^{-2} A_1$	$10^{-3} A_1$
- autres formes	$10^{-3} A_2$	$10^{-2} A_2$	$10^{-3} A_2$

Les limites inscrites dans le tableau sont déterminées pour qu'un incident de transport, susceptible de conduire au relâchement de l'intégralité de la matière transportée, n'ait que des conséquences négligeables.

Comme on le voit sur le tableau en comparant la colonne 4 aux colonnes 2 et 3, des limites supérieures (définies par article et par colis) sont fixées pour les matières enfermées dans un composant ou qui constituent un composant d'un appareil ou autre objet manufacturé ; ceci assure en effet une protection supplémentaire contre le risque de voir s'échapper la matière en cas d'accident. Le coefficient de protection supplémentaire a été évalué à 10 (ou parfois 1) de façon empirique. En comparant les lignes, on voit que très logiquement les limites attribuées aux liquides et aux gaz sont inférieures à celles déterminées pour les matières solides.

Il faut regretter ici l'appellation désastreuse donnée à ce type de colis. L'emploi du mot *excepté* ne doit pas faire croire qu'il s'agit de colis entièrement dispensés de respecter toute réglementation. Ces colis sont effectivement soumis à des exigences moindres que les autres, décrits ci-dessous, mais ils doivent quand même remplir certaines conditions spéciales, en particulier radiologiques.

- les colis de type A sont ceux qui peuvent contenir une activité totale inférieure à  $A_1$  pour les matières sous forme spéciale, à  $A_2$  si la matière est sous une autre forme ;
- les colis de type B sont ceux qui peuvent contenir une activité totale supérieure à  $A_1$  ou  $A_2$  selon la forme de la matière ; l'activité totale n'a qu'une limite administrative : celle qui a été fixée lors de l'autorisation accordée au modèle de colis ;
- enfin un type de colis intermédiaire entre les colis exceptés et les colis de type A a été défini : les colis industriels. Certaines matières ont une activité spécifique suffisamment faible pour que le risque en cas de dispersion reste négligeable, même si l'activité totale transportée est supérieure aux valeurs limites retenues pour les colis de type A. Ces matières sont dites FAS et réparties en trois catégories. Les colis industriels servent également au transport d'objets contaminés superficiellement (dits OCS) <sup>(4)</sup>.

### 2.2.2 Les prescriptions techniques applicables aux colis

Compte tenu de ce qu'ils transportent des activités maximales différentes, les colis doivent répondre à des spécifications techniques différentes.

1/ Les colis exceptés ne doivent répondre qu'aux « Prescriptions générales concernant tous les emballages et colis » décrites aux articles 505 à 514 du Règlement. Il s'agit de prescriptions représentatives des "conditions de routine des transports". Elles représentent les conditions minimales que doivent respecter tous les types de colis. Comme le dit le *Commentaire* (art. E-415.3) "Les colis exceptés sont ceux dont le contenu radioactif autorisé est limité à des niveaux si faibles que les risques potentiels sont négligeables et qu'aucune épreuve n'est par conséquent prescrite pour l'intégrité de l'enveloppe de sécurité ou celle de la protection."

Ceci ne veut pas dire qu'aucune exigence de solidité ne pèse sur l'emballage. Par exemple les dispositions de l'art. 508 (dans « Prescriptions générales concernant tous les emballages et colis »), qui prescrivent que "dans la mesure du possible, l'emballage doit être conçu et fini de sorte que les surfaces externes ne présentent aucune saillie et puissent être facilement décontaminées" sont expliquées dans le *Commentaire* par le fait que "cette prescription tient au fait que les saillies que peut présenter la surface externe d'un emballage sont des points faibles en cas de choc, au cours des opérations de manutention et autres que comporte le transport. Les chocs peuvent créer de fortes contraintes dans la structure de l'emballage et provoquer ainsi la déchirure ou la rupture de l'enveloppe de sécurité."

---

<sup>4</sup> Par contamination on entend la présence sur une surface de substances radioactives en quantités dépassant 0,4 Bq/cm<sup>2</sup> pour les émetteurs  $\beta$  et  $\gamma$  et les émetteurs  $\alpha$  de faible toxicité, ou 0,04 Bq/cm<sup>2</sup> pour les autres émetteurs  $\alpha$ . Les émetteurs  $\alpha$  de faible toxicité sont : l'uranium naturel, l'uranium appauvri, le thorium naturel, l'uranium 235 ou l'uranium 238, le thorium 232, le thorium 228 et le thorium 230 lorsqu'ils sont contenus dans des minerais et des concentrés physiques ou chimiques, les émetteurs  $\alpha$  dont la période est inférieure à 10 jours.

Les prescriptions applicables concernent la maniabilité du colis, sa facilité d'arrimage sur le véhicule, les marges de sécurité applicables à la mise en place de prises de levage sur le colis, les prises, la tenue de la surface externe, l'impossibilité de retenir de l'eau, l'obligation de résister aux effets d'une accélération, d'une vibration ou d'une résonance susceptible de se produire dans les conditions de routine des transports, la tenue des matériaux de l'emballage sous irradiation...

2/ Les colis industriels sont répartis en trois classes :

- les colis industriels CI-1 *"doivent simplement retenir leur contenu radioactif dans les conditions des transports de routine"* (Commentaire, art. E-518.1) ; ils sont donc strictement équivalents aux colis exceptés sauf une contrainte de taille, puisque leur plus petite dimension hors tout ne doit pas être inférieure à 10 cm ;
- les colis industriels CI-2 *"remplissent des fonctions différentes au regard de la sûreté. [Ils] doivent assurer une protection contre la perte ou la dispersion de leur contenu et la perte de la protection dans les conditions normales de transport, lesquelles par définition, comportent des incidents mineurs [...]"* (Commentaire, art. E-518.1) ; dans la pratique, ils répondent à certaines des prescriptions imposées aux colis de type A ;
- les colis industriels CI-3 *"doivent en outre assurer la même intégrité de l'emballage qu'un colis de type A destiné à contenir des solides."* (Commentaire, art. E-518.1) ; ils répondent donc à toutes les prescriptions imposées aux colis de type A contenant des solides ;

Des prescriptions spéciales sont appliquées aux conteneurs-citernes et autres citernes pour les classer en colis industriels CI-2 ou CI-3.

3/ Les colis de type A doivent assurer un comportement satisfaisant au regard des incidents mineurs représentatifs des conditions de transport dites normales. Les principales prescriptions supplémentaires vis-à-vis des colis exceptés ou industriels sont :

- obligation de sceller le colis de façon à prouver qu'il n'a pas été ouvert <sup>(5)</sup> ;
- prise en compte d'une plage de températures élargie (-40°C à +70°C) dans la conception du colis et le choix des composants de l'emballage ; il s'agit de pallier les *"effets conjugués de l'exposition à l'environnement, des conditions dans lesquelles se déroule le transport, d'un échauffement interne, de la préparation pour l'expédition ou l'entreposage en transit"* (Commentaire, art. E-528) ;
- obligation de disposer d'une *"enveloppe de confinement hermétiquement fermée par verrouillage"* (Règlement, art. 529) ; les matières sous forme spéciale peuvent être considérées comme un composant de l'enveloppe de

---

<sup>5</sup> N.B. cette fonction peut être assurée par un dispositif autre qu'un sceau.

confinement ; celle-ci doit retenir le contenu radioactif en cas de baisse de la pression ambiante jusqu'à 25 kPa, soit 1/4 de la pression atmosphérique ;

- obligation de passer avec succès certaines épreuves (décrites plus en détail dans le point 2.2.3) ;
- prescriptions complémentaires pour les colis de type A devant contenir des liquides ou des gaz ; il s'agit en effet que *"l'amélioration du confinement compense la plus grande propension des liquides [et des gaz] à s'échapper d'un colis endommagé"* (Commentaire, art. E-539.1 et E-540.1)

4/ Les colis de type B doivent répondre aux prescriptions générales et à celles des colis de type A. Ils doivent de plus assurer un comportement satisfaisant au regard des accidents de transport. Les prescriptions complémentaires sont essentiellement :

- obligation de passer avec succès certaines épreuves (voir point 2.2.3 ci-dessous) ;
- tenue à la chaleur interne suffisante pour que soient préservées les prescriptions concernant le confinement et la protection si le colis était laissé sans surveillance pendant une période d'une semaine (dans des conditions définies de température ambiante et d'insolation) ;
- limitation de la température externe à 50°C (sauf dans certaines conditions) ;
- prescription spéciale pour une éventuelle protection thermique du colis ;

Le règlement de l'AIEA introduit alors une distinction entre deux sortes de colis de type B. Les colis B(M) doivent respecter l'ensemble des conditions énoncées ci-dessus ; ils sont soumis à un agrément multilatéral, c'est-à-dire émanant de toutes les autorités compétentes des pays dans lesquels le colis est susceptible de transiter (le règlement ouvre quelques possibilités d'aménagements divers entre des pays déterminés). Les colis B(U) doivent respecter des conditions supplémentaires, et sont soumis à un agrément unilatéral, c'est-à-dire émanant seulement de l'autorité compétente dans le pays d'origine du modèle. Ces conditions supplémentaires touchent essentiellement à :

- l'absence de filtres ou système mécanique de refroidissement pour respecter les limites autorisées pour le dégagement d'activité en cas d'accident ; en effet *"la complexité accrue des modèles ainsi que l'incertitude plus grande et les problèmes de fiabilité qui peuvent résulter de l'emploi de filtres et de systèmes mécaniques de refroidissement ne cadrent pas avec les principes sur lesquels se fonde la définition du « type B(U) ». Un modèle plus simple [...] est beaucoup plus largement acceptable"* (Commentaire, art. E-551) ;
- l'absence de dispositif de décompression de l'enveloppe de confinement qui permettrait la libération de matières radioactives dans l'environnement lors des épreuves-test ;
- diverses contraintes sur la pression normale d'utilisation maximale et les températures de surface et ambiante.

Par ailleurs un colis destiné au transport de combustible irradié ayant une activité supérieure à 37 pétabecquerels ( $10^6$  curies) doit supporter l'épreuve d'immersion dans l'eau sans rupture de l'enveloppe de confinement pour être qualifié B(U).

5/ Les colis de matières fissiles peuvent être des colis industriels CI-1, CI-2 ou CI-3, des colis de type A ou de type B. Ils doivent vérifier des conditions supplémentaires, pour autant qu'ils contiennent des matières fissiles en quantités suffisantes. On leur demande de tenir compte des éventualités énumérées ci-après : infiltration d'eau dans les colis ou perte d'eau par les colis ; perte d'efficacité des absorbeurs de neutrons ou des modérateurs incorporés ; redistribution éventuelle du contenu radioactif soit à l'intérieur du colis soit à la suite d'une perte de contenu du colis ; réduction des espaces entre colis ou entre contenus radioactifs ; immersion des colis dans l'eau ou enfouissement sous la neige ; effets possibles des variations de température.

Il s'agit en effet de s'assurer que dans tous les cas raisonnablement envisageables, les conditions de sous-criticité de la matière fissile transportée restent réunies. Cela implique de considérer les colis d'une part isolément et d'autre part en nombre.

#### 2.2.4 Les épreuves de résistance

Ces épreuves sont souvent l'aspect le plus « spectaculaire » des prescriptions techniques auxquelles doivent éventuellement répondre les différents types de colis. Nous venons de voir cependant qu'elles n'en épuisent pas toute la substance.

a. **Épreuves pour prouver la capacité de résister aux conditions normales de transport.** Ce sont les épreuves auxquelles doivent satisfaire les colis industriels CI-3 et les colis de type A ou B : épreuves d'aspersion d'eau, de chute libre, de gerbage et de pénétration <sup>(6)</sup>. L'épreuve d'aspersion d'eau doit précéder chacune des autres ; le délai entre la fin de l'épreuve d'aspersion d'eau et l'épreuve suivante doit être tel que l'eau puisse pénétrer au maximum sans qu'il y ait séchage appréciable de l'extérieur du spécimen (soit deux heures environ si le jet d'eau vient de quatre directions simultanément). Les épreuves sont définies par :

- *épreuve d'aspersion d'eau* : le spécimen doit être soumis à une épreuve qui simule l'exposition à un débit de précipitation d'environ 5 cm par heure pendant au moins une heure
- *épreuve de chute libre* : le spécimen doit tomber sur une cible plane, horizontale et indéformable <sup>(7)</sup> de manière à subir le dommage maximal sur les éléments de sûreté à éprouver ; la hauteur de chute dépend de la masse du colis ; des variantes sont prévues selon les modèles effectifs de colis ;
- *épreuve de gerbage* : si sa forme le permet, le spécimen doit être soumis pendant au moins 24 heures à une force de compression définie par le règlement ;

<sup>6</sup> Les colis industriels CI-2 ne doivent satisfaire qu'aux épreuves de chute libre et de gerbage.

<sup>7</sup> La surface est réputée indéformable si elle est telle que, si l'on accroissait sa résistance au déplacement ou à la déformation sous le choc du spécimen, le dommage que celui-ci subirait n'en serait pas sensiblement aggravé.

- *épreuve de pénétration* : le spécimen étant placé sur une surface rigide, plane et horizontale, une barre à bout hémisphérique de 3,2 cm de diamètre et d'une masse de 6 kg dont l'axe longitudinal est orienté verticalement est lâchée d'une hauteur de 1 m et guidée de sorte que son extrémité vienne frapper le centre de la partie la plus fragile du spécimen et qu'elle heurte l'enveloppe de confinement si elle pénètre assez profondément ;
- des épreuves additionnelles sont définies pour les colis de type A conçus pour des liquides et des gaz : chute libre de 9 m ; épreuve de pénétration avec une barre chutant de 1,7 m.

**b. Épreuves pour prouver la capacité de résister aux accidents en cours de transport.** Seuls les colis de type B doivent y satisfaire : ce sont des épreuves mécanique, thermique, d'immersion. Un même spécimen doit être soumis à l'épreuve mécanique puis à l'épreuve thermique ; lui ou un nouveau spécimen peut ensuite être soumis aux effets de l'épreuve ou des épreuves d'immersion. Elles sont définies comme :

- *épreuve mécanique*, qui se déroule en deux temps : essai de perforation par chute sur une barre ; selon les colis, chute libre d'une hauteur de 9 m ou écrasement par chute d'une masse de 500 kg tombant de 9 m ;
- *épreuve thermique* : exposition pendant 30 mn à un feu enveloppant d'hydrocarbures et d'air, dont la température de flamme est au minimum 800°C ; le feu-test doit répondre à d'autres spécifications physiques ;
- *épreuve d'immersion* : le spécimen doit être immergé sous une hauteur d'eau de 15 m au minimum, pendant au moins 8 heures, dans la position où il subira le dommage maximal ;

Dans certains cas des épreuves plus sévères ont été imposées. Par exemple l'épreuve d'immersion pour les colis de transport d'éléments combustibles irradiés doit se faire sous une hauteur d'eau de 200 m au minimum pendant au moins 1 heure. Cette condition a été imposée dans le but de faciliter les opérations de récupération de tels colis transportés par mer en cas de naufrage près des côtes.

Les modalités de l'épreuve d'immersion sont un peu différenciées pour les colis de matières fissiles. Dans certains cas, elle peut être remplacée par une *épreuve d'étanchéité à l'eau*, par immersion dans 0,9 m d'eau pendant 8 heures, dans la position qui devrait permettre la pénétration maximale.

**c. Les critères de réussite aux épreuves.** Ceci ne concerne que les colis industriels CI-2 ou 3 ainsi que les colis de type A et B, qui sont seuls soumis aux épreuves décrites ci-dessus.

Soumis aux épreuves de sa catégorie (représentatives des conditions normales de transport), un colis industriel CI-2, CI-3 ou de type A doit :

- empêcher la perte ou la dispersion du contenu radioactif ;



- empêcher la perte de l'intégrité de la protection qui résulterait en une augmentation de plus de 20% de l'intensité de rayonnement sur toute surface externe du colis.

Un colis de type B doit être conçu de telle sorte que :

- lorsqu'il est soumis aux épreuves retenues pour les colis de type A, la perte du contenu radioactif ne représenterait pas une activité supérieure à  $10^{-6} \cdot A_2$  par heure ; ceci correspond par exemple à un relâchement maximum de  $10^{-7}$  g/h de  $\text{PuO}_2$  sous forme de poudre ;
- lorsqu'il est soumis aux épreuves de sa catégorie (représentatives des conditions accidentelles de transport) : a/ la perte cumulée du contenu radioactif pendant une semaine ne dépasserait pas  $10 \cdot A_2$  pour le krypton et  $A_2$  pour tous les autres radionucléides (rappelons que dans le cas d'un colis d'éléments combustibles irradiés, l'épreuve d'immersion seule ne doit pas entraîner de rupture de l'enceinte de confinement, critère de réussite additionnel) ; b/ la fonction de protection serait suffisamment conservée pour garantir que l'intensité du rayonnement à 1 m de la surface du colis ne dépasserait pas 10 mSv/h avec le contenu radioactif maximal prévu pour ce colis.

### 2.2.5 Les prescriptions complémentaires

a. **Les autres prescriptions d'ordre technique.** Il s'agit tout d'abord de limites d'intensité du rayonnement ou de contamination externe : en tout point de la surface externe d'un colis excepté, le débit d'équivalent de dose ne doit pas dépasser  $5 \mu\text{Sv/h}$  <sup>(8)</sup> ; la quantité de matière de faible activité spécifique ou d'objet contaminé superficiellement doit être telle que l'intensité du rayonnement externe à 3 m de la matière, de l'objet ou de l'ensemble d'objets non protégés ne dépasse pas 10 mSv/h ; sauf conditions spéciales, l'intensité de rayonnement maximale en tout point de la surface externe d'un colis ou d'un sur-emballage ne doit pas dépasser 2 mSv/h (ou 10 mSv/h sous certaines conditions).

Il existe enfin des limites générales d'équivalent de dose relatives à l'activité de transport : *"en ce qui concerne les travailleurs des transports, un niveau de dose de 5 mSv par an doit être utilisé comme valeur limite pour déterminer les distances de séparation [entre les colis] ou les débits de dose dans les zones de travail régulièrement occupées"* (Règlement, art. 205) ; *"en ce qui concerne les personnes du public, un niveau de dose maximal au groupe critique de 1 mSv par an doit être utilisé comme valeur limite pour déterminer les distances de séparation ou les débits de dose dans les zones régulièrement occupées ou dans les zones auxquelles le public a normalement accès [...] l'objectif étant d'obtenir une assurance raisonnable que les doses réelles dues au transport de matières radioactives n'excéderont pas une petite fraction des limites de dose appropriées"* (Règlement, art. 205).

<sup>8</sup> A noter que dans l'édition française du Règlement, l'impression de septembre 1991 comporte une « coquille » regrettable puisqu'il est indiqué  $5 \text{ mSv/h}$ , valeur incompatible logiquement avec l'indication mentionnée entre parenthèses immédiatement après : *"(0,5 mrem/h)"*. En revanche l'impression anglaise porte bien la valeur  $5 \mu\text{Sv/h}$ .

Les limites de contamination sont indiquées dans le tableau suivant.

*Limites de la contamination non fixée sur les surfaces*

Type du colis, du suremballage, de la citerne ou du conteneur de transport	Émetteurs β et γ Émetteurs α de faible toxicité		Autres émetteurs α	
	Bq/cm <sup>2</sup>	μCi/cm <sup>2</sup>	Bq/cm <sup>2</sup>	μCi/cm <sup>2</sup>
Surfaces externes de :				
- colis exceptés	0,4	(10 <sup>-5</sup> )	0,04	(10 <sup>-6</sup> )
- autres colis	4	(10 <sup>-4</sup> )	0,4	(10 <sup>-5</sup> )
Surfaces externes et internes de suremballages, conteneurs et moyens de transport et de leur équipement lorsqu'ils sont préparés pour le transport de :				
- chargements de colis autres que exceptés	4	(10 <sup>-4</sup> )	0,4	(10 <sup>-5</sup> )
- chargements de colis exceptés et/ou d'envois non radioactifs	0,4	(10 <sup>-5</sup> )	0,04	(10 <sup>-6</sup> )
Surfaces externes de conteneurs, citernes et moyens de transport et de leur équipement lorsqu'ils transportent des matières radioactives non emballées	4	(10 <sup>-4</sup> )	0,4	(10 <sup>-5</sup> )

Les limites sont des limites moyennes applicables pour toute aire de 300 cm<sup>2</sup> de toute partie de la surface

Il importe de noter que, au demeurant, "la contamination non fixée sur les surfaces externes d'un colis doit être maintenue au niveau le plus bas possible et, dans les conditions qui devraient être celles des transports de routine, ne doit pas dépasser les niveaux spécifiés [dans le tableau ci-dessus]" (Règlement, art. 408).

Il existe bien d'autres prescriptions techniques dans le Règlement<sup>(9)</sup>, mais celles qui ont été présentées dans les lignes précédentes constituent, me semble-t-il, le socle fondamental.

**b. Les prescriptions d'ordre administratif.** Il serait étrange en effet que le Règlement ne s'intéresse pas à l'organisation des opérations de transport, qui participent elles aussi à la maîtrise de la sûreté.

Les autorités compétentes sont tenues de délivrer un agrément pour : les matières sous forme spéciale, les colis de type B(U) et B(M), tous les colis de matières fissiles (quel que soit leur type), certaines sortes d'expéditions. Les agréments sont accordés pour une durée déterminée (généralement 3 ans).

Pendant les opérations de transport, il est utile que les transporteurs, les destinataires et d'autres personnes sachent qu'une expédition contient des matières

<sup>9</sup> En particulier celles qui concernent : les modalités de disposition des colis dans les moyens de transport ; les limites diverses applicables au transport par voie aérienne ; les limites diverses applicables au transport par voie postale... D'autres prescriptions permettent de caractériser une matière radioactive sous forme spéciale ; des épreuves sont également définies pour permettre de tester et qualifier dans la pratique les matières susceptibles d'être transportées sous ce régime.

radioactives. En cas d'accident, des renseignements signalant la présence de telles matières et les décrivant sont utiles au personnel des services de secours. Les renseignements descriptifs qu'exige le Règlement dépendent des types et des quantités de matières radioactives présentes et de l'emballage utilisé. Ces renseignements sont fournis au moyen de documents d'expédition, d'étiquettes, de marques apposées sur les colis, de placards de transports et de notifications spéciales :

- certains documents doivent accompagner toute expédition, et contenir notamment les renseignements suivants : désignation de l'expédition, qui décrit les matières d'une manière générale ; numéro et désignation de la classe de risque ONU (« matières radioactives », classe n° 7) ; numéro d'identification des matières à quatre chiffres ; identité des radionucléides présents dans le colis, activité totale du colis ; catégorie de l'étiquette portée par le colis ; forme physique et chimique du contenu radioactif ou déclaration de forme spéciale ; type du colis ; autres renseignements pertinents ;
- les étiquettes sont obligatoires pour tous les colis autres qu'exceptés. Elles servent aux transporteurs pour déterminer les pratiques de manutention et d'entreposage afin de limiter l'exposition aux rayonnements ; les colis sont classés en trois catégories selon le débit d'équivalent de dose à leur surface externe ; l'étiquette blanche indique qu'aucune précaution spéciale n'est nécessaire, les deux étiquettes jaunes indiquent généralement que les conditions dans lesquelles ces colis peuvent être arrimés ou entreposés font l'objet de restrictions visant à garantir la sûreté radiologique ;
- les marques d'identification portées sur les colis indiquent le poids brut (s'il est supérieur à 50 kg), le type du colis, les marques affectées au modèle par l'autorité compétente et dans certains cas le numéro de série particulier du modèle ; les colis de type B doivent porter une marque durable résistant au feu et à l'eau ;
- des placards sont apposés sur les véhicules, les wagons de chemin de fer, les conteneurs de transport et les cuves transportables pour indiquer la présence de matières radioactives ;
- certaines opérations de transport nécessitent une notification à l'autorité compétente du pays destinataire ou d'un pays de transit.

## 2.3 Les principales innovations de la version de 1985 amendée en 1990

### 2.3.1 Les améliorations apportées au calcul des activités de référence $A_1$ et $A_2$

A l'origine les radionucléides étaient classés en sept groupes aux fins de transport, chacun d'eux comportant des limites au contenu des colis de type A pour les matières radioactives sous forme spéciale et pour les matières sous toutes les autres formes. Les matières radioactives sous forme spéciale étaient définies comme celles qui sont non susceptibles de dispersion lorsqu'elles sont soumises à des épreuves déterminées.

Dans le Règlement de 1973, le système de classification par groupe est devenu le système fondé sur les activités  $A_1$  et  $A_2$ , selon lequel à chaque nucléide correspond une limite au contenu des colis de type A de  $A_1$  curies<sup>(10)</sup> lorsqu'il est transporté sous forme spéciale, et de  $A_2$  curies lorsqu'il est transporté sous une autre forme. Les modèles dosimétriques pour le système  $A_1/A_2$  reposaient sur un certain nombre d'hypothèses assez empiriques, tant pour l'évaluation de l'exposition externe que pour celle de l'exposition interne. En particulier il était fait référence à un « accident de gravité moyenne » pour déterminer les possibilités d'exposition interne.

Le système actuel repose désormais sur des modèles dosimétrique élargis, améliorés, qui ont une base physique plus solide et intègrent les données et concepts métaboliques les plus récents à l'époque de la révision, c'est-à-dire ceux qui sont inscrits dans les recommandations 26 et 30 de la CIPR. En particulier :

- il prend en compte un plus grand nombre de voies d'exposition, cinq au total : dose externe due aux photons (X ou  $\gamma$ ), dose externe  $\beta$ , dose par inhalation, doses à la peau et par ingestion dues au transfert de la contamination, dose par immersion dans un volume de gaz radioactif ;
- il prend en compte l'état physique du contenu du colis là où les caractérisations physiques peuvent être plus restrictives que les considérations radiologiques.

En définitive, il convient de noter que la plupart des modifications par rapport aux valeurs  $A_1/A_2$  du système de 1973 restent mineures. Elles ne sont sensibles que pour un certain nombre de nucléides, aussi bien à la hausse (par exemple pour les isotopes du plutonium) qu'à la baisse (par exemple pour l'yttrium 92 ou le strontium 90, et plus généralement les émetteurs  $\alpha$  sous forme spéciale).

### 2.3.2 L'introduction d'une assurance de la qualité

Pour la première fois des exigences d'assurance de la qualité figurent expressément dans le Règlement. Il devient en effet de plus en plus nécessaire d'instituer de tels programmes et procédures, et en particulier d'harmoniser les normes internationales en la matière, pour que le respect des prescriptions réglementaires puisse être assuré et correctement prouvé. La sûreté du transport étant subordonnée d'abord à l'intégrité du colis, elle dépend aussi (directement ou indirectement) des personnes qui assurent le transport, de la qualité de leurs actes, du matériel qu'elles emploient et de la manière dont chacune s'acquitte de sa tâche.

Le Règlement définit l'exigence d'assurance qualité dans son article 136 : *"Par assurance de la qualité on entend un programme systématique de contrôles et d'inspections appliqué par toute organisation ou tout organisme participant au transport de matières radioactives et visant à donner une garantie adéquate que les normes de sûreté prescrites dans le présent Règlement sont respectées dans la pratique."*

<sup>10</sup> Unité légale à l'époque, définie comme étant l'activité d'un gramme de radium 226 : l'unité légale aujourd'hui est le Becquerel, défini comme l'activité représentée par une désintégration par seconde ; en termes de dimension, le Bq est homogène à l'inverse d'une seconde :  $[Bq] = [s^{-1}]$  ; 1 curie  $\approx 3,7 \cdot 10^{10}$  Bq ou 1 Bq  $\approx 2,7 \cdot 10^{-11}$  curie.

Il ne prescrit pas de programmes détaillés d'assurance qualité, car les opérations qui peuvent être nécessaires sont trop variées et les exigences des autorités compétentes diffèrent quelque peu selon les pays. Il prévoit toutefois des dispositions pouvant servir de cadre à tous les programmes d'assurance de la qualité, et demande que des programmes d'assurance qualité soient établis pour la conception, la fabrication, les épreuves, l'établissement des documents, l'utilisation, l'entretien et l'inspection concernant tous les colis et les opérations de transport et d'entreposage en transit.

### 2.3.3 Quelques autres modifications

L'épreuve d'immersion à 200 m pendant 1 heure pour les colis de type B destinés au transport des éléments combustibles irradiés a été introduite en 1985. De même pour l'épreuve mécanique « optionnelle » d'écrasement, destinée à pallier pour les colis de type B relativement légers et de faible densité la moindre sévérité de l'épreuve de chute libre d'une hauteur de 9 m.

Après avoir subi les épreuves mécanique et thermique pour leur qualification aux conditions accidentelles les colis de type B ne doivent pas relâcher une quantité de radioactivité supérieure à  $A_2$  par semaine. La limite précédemment fixée était  $10^{-3} \cdot A_2$  par semaine pour les colis de type B(U). Cet accroissement du taux de relâchement, qui est une donnée pour la conception des emballages en particulier pour ce qui concerne l'étanchéité, est compatible avec le respect des critères de dose définis dans le système  $A_1/A_2$  version 1985. La limite du taux de relâchement qui figurait dans les recommandations de l'édition 1973 est ainsi apparue comme inutilement contraignante.

Le Règlement de 1985 a également renforcé les marges de sécurité pour la prévention du risque de criticité lors du transport simultané de plusieurs colis de matières fissiles. La classification des matières FAS (de faible activité spécifique) a été revue et une définition des objets OCS (objets contaminés superficiellement) a été introduite ; une grille de correspondance a été établie entre les différentes classes (FAS-I à III et OCS-I et II) et les colis industriels CI-1, CI-2 ou CI-3 susceptibles de les contenir.

## 2.4 En pratique, que sont les colis de matières radioactives ?

Les colis exceptés concernent la plupart des radioisotopes utilisés pour la recherche et le diagnostic médical, ainsi que certains articles et instruments (appareils radioluminescents, dosimètres, appareils de mesure de niveau...). Il s'agit de colis de petites dimensions et de faible masse (quelques kilogrammes). Les colis vides ayant contenu des matières radioactives et ayant un niveau de contamination interne suffisamment faible entrent dans cette catégorie. On notera ainsi que, pour des raisons évidentes de sûreté, tout colis ayant contenu des matières radioactives doit être considéré *a priori* comme colis radioactif et doit satisfaire à la réglementation.

Les colis industriels concernent les minerais d'uranium lorsqu'ils ne sont pas transportés en vrac (sous certaines conditions), les concentrés et composés d'uranium naturel et la plupart des déchets de faible activité massique (solides ou liquides). Leurs dimensions vont des fûts de 100 litres à des conteneurs ou citernes d'une dizaine de

mètres cube. Leur masse est très variable : d'une centaine de kilogrammes à une vingtaine de tonnes.

Les colis de type A concernent le transport de petites sources à usage radiopharmaceutique ou médical (diagnostics) et de certains déchets. Il s'agit en général de colis de faibles dimensions et de masse n'excédant pas 100 kg, sauf le cas des déchets.

Les colis de type B, AF et BF (A fissile et B fissile) concernent le transport de matières extrêmement variées : grandes sources pour la médecine (thérapeutique) et l'industrie (gammagraphes), la plupart des matières du cycle du combustible :  $UF_6$  enrichi, éléments combustibles neufs, éléments combustibles irradiés, plutonium, certains déchets de faible activité (déchets combustibles ou « irradiants »), déchets  $\alpha$ , déchets vitrifiés... Il s'agit de colis de dimensions et de masse très variables. Certains gammagraphes portatifs pèsent seulement 15 kg alors que les emballages de transports d'éléments combustibles irradiés peuvent peser plus de 100 tonnes. Ces derniers colis sont aujourd'hui, par leurs dimensions et leur masse, à la limite des possibilités de manutention et de transport. Celui-ci ne peut être effectué que sur des remorques routières ou des wagons spécialisés.

Les colis exceptés représentent au niveau mondial 48% du total des colis utilisés, les colis industriels 9%, les colis de type A 41% et les colis de type B 2%.

### 3. LES ACTIONS COMPLEMENTAIRES DE L'AIEA POUR LA SURETE DES TRANSPORTS

#### 3.1 La coopération technique

Il est essentiel que le personnel intervenant dans la préparation des colis de matières radioactives reçoive une solide formation. Dans ce domaine l'AIEA apporte une assistance à ses États membres. Il existe différentes formules de formation :

- programmes de formation de 3 à 5 mois ;
- ateliers pratiques d'une à deux semaines ;
- cours spécialisés d'une à trois semaines.

Tous les deux ans ont lieu des cours régionaux ou interrégionaux sur la sûreté en matière de transport. Des stages de plusieurs mois dans des installations de pays industrialisés sont une autre formule efficace pour former le personnel des autorités nationales des pays en développement. Pour appuyer ces activités l'AIEA a publié comme outil de référence le programme, la méthode d'enseignement et le texte des conférences d'un cours interrégional dispensé en 1987 au Royaume Uni.

Dans le domaine des transports trois niveaux de formation sont distingués, différents par leur portée et leur programme plus ou moins approfondi. Le premier niveau est destiné au personnel de direction et aux décideurs, qui ont besoin d'une bonne connaissance des règlements internationaux et des pratiques en usage dans le secteur. Le

deuxième niveau concerne les personnels responsables de l'application des règlements nationaux. Le troisième niveau intéresse les agents d'exécution, tels que les chauffeurs, qui doivent être familiarisés avec des aspects particuliers du Règlement. Le programme de formation de l'AIEA correspond aux deux premiers niveaux.

Enfin les colloques internationaux sont une autre forme de coopération technique. Ils permettent de faire le point sur les faits nouveaux liés à l'accroissement des volumes de matières transportées ou à la modification de leur nature. Dans certains cas l'AIEA apporte son aide aux États membres afin que des pays plus nombreux puissent participer à ces colloques.

### 3.2 La recherche et développement sur la sûreté en matière de transport

L'AIEA soutient les recherches entreprises par les États membres par l'intermédiaire de ses Programmes de recherche coordonnés (PCR). Ces travaux concernent les secteurs où le Règlement est susceptible d'évoluer à plus ou moins brève échéance. Ils ont notamment bénéficié de la participation d'organismes des pays suivants : Allemagne, Argentine, Canada, Chine, États-Unis, France, Hongrie, Inde, Italie, Japon, Royaume Uni, Suède.

Depuis le début des années 60, l'AIEA a mené plusieurs centaines de PRC, dont plusieurs concernaient les transports. Les résultats des programmes achevés à ce jour comprennent notamment :

- des évaluations du comportement des colis de type A et B dans différents scénarios d'incidents ou d'accidents ;
- des méthodes d'évaluation des doses relatives au personnel des compagnies de transport et au public ;
- la définition et la mise en place du système A<sub>1</sub>/A<sub>2</sub> rectifié ;
- des méthodes d'amélioration de la radioprotection en cas d'accident pendant le transport.

Les plus récents programmes concernent la mise au point de techniques d'évaluation probabiliste de la sûreté applicables au transport des matières radioactives d'une part, l'évaluation de la sûreté des colis d'hexafluorure d'uranium en cas d'incendie d'autre part (programme TENERIFE, cf infra). Le PRC sur les évaluations probabilistes a abouti à la définition et la mise au point d'un programme informatique INTERTRAN destiné à l'évaluation des risques que présentent les opérations de transport dans les conditions normales et en cas d'accident. Une première version de ce logiciel a été communiquée aux parties intéressées pour vérification. Un programme consacré à l'examen des incidences radiologiques des accidents ayant mis en jeu des matières radioactives en 1990 a confirmé le bien-fondé des hypothèses retenues pour établir les prescriptions relatives à la conception des colis et à leur mise à l'épreuve dans le Règlement transport.

L'AIEA va engager prochainement deux nouveaux PRC sur la sûreté des transports. Le premier s'intéressera au "degré de gravité d'accidents survenus en mer durant le transport de matières radioactives" ; il aura pour but de réunir et évaluer des données statistiques sur les accidents maritimes pouvant avoir une incidence sur le transport de matières radioactives. Le second sera relatif à l' "exploitation de données relatives aux accidents pour quantifier les risques liés au transport de matières radioactives" ; il aura pour but d'assurer l'application adéquate d'un code informatique en cours d'élaboration pour quantifier les risques liés au transport de matières radioactives.

En outre l'AIEA s'efforce de plus en plus d'encourager et de susciter des relations entre les États membres dans le domaine de la recherche-développement sur la sûreté des transports, en dehors du cadre des PRC. Elle cherche ainsi à éviter que certains travaux ne fassent double emploi, et à favoriser la diffusion des résultats des recherches.

Une base de données REDTRAM a été récemment reliée à une base de données plus générale sur les recherches en cours, développée par le Système international de Documentation nucléaire de l'AIEA (INIS). Cette base REDTRAM est la source d'un recueil de résumés des travaux publié tous les deux ans.

### 3.3 Les bases de données relatives au transport

L'Agence mène une action soutenue d'acquisition et de compilation de données de toutes sortes sur le transport des matières radioactives. Ces données sont d'une grande utilité pour les États membres puisqu'elles les aident à vérifier l'efficacité de leurs normes de transport, facilitent l'application du Règlement et fournissent des données pour les futures révisions et l'évaluation des risques. L'AIEA maintient à ce jour plusieurs bases de données :

- PACKTRAM : exploitée sur un ordinateur personnel, elle contient environ 1 300 enregistrements concernant les certificats d'agrément des modèles de colis et d'autorisation d'expédition en cours de validité ainsi que ceux qui ont expiré au cours de l'année civile précédente ; la base PACKTRAM facilite ainsi la transmission aux autorités compétentes de renseignements détaillés sur l'emballage, le contenu autorisé ou les conditions spéciales concernant n'importe quel colis ou expédition ; elle fournit également des renseignements à jour sur les certificats soumis pour approbation ; un document technique concernant la base est publié chaque année ;
- EVTRAM : elle répertorie les événements survenus lors du transport de matières radioactives qui pourraient entraîner une exposition anormale aux rayonnements ; le choix des événements à signaler est laissé à l'appréciation des États membres, étant entendu que ce choix doit avoir pour objet de montrer l'efficacité ou l'inefficacité du Règlement ; les renseignements fournis, notamment ceux qui entrent dans la seconde catégorie, sont présentés lors du processus d'examen et de révision afin que des mesures appropriées puissent être prises ;



- SHIPTRAM : contient des informations sur les expéditions ; à l'heure actuelle cette base de données ne concerne que le cycle du combustible et elle ne sera mise à jour que tous les 5 ans en raison de la grande quantité de données à recueillir ; elle a débuté en 1990 ;
- EXTRAM : contient des informations sur la radioexposition liée aux opérations de transport ; en 1990 il a été demandé aux États membres de déterminer la principale source d'exposition du personnel des compagnies de transport et d'estimer la dose collective reçue par le public ; les données recueillies au titre de cette activité seront transmises au Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des Rayonnements ionisants (UNSCEAR).

## **B. LE SYSTEME FRANÇAIS DE CONTROLE DE LA SURETE, LA PROTECTION ET LA SECURITE DES TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES**

### **1. L'ORGANISATION DE LA SURETE CHEZ LES INDUSTRIELS**

On ne peut qu'être frappé de la diversité des acteurs qui opèrent dans le domaine des transports. Il convient de distinguer les « demandeurs de transport », qui disposent de matières radioactives et veulent les faire transporter, les expéditeurs, qui assument la responsabilité de l'opération, les transporteurs ou tractionnaires qui réalisent l'opération, enfin le destinataire, qui est parfois amené à s'impliquer assez en amont de l'opération.

Très souvent cependant ces fonctions multiples sont réunies totalement ou en partie sur une seule organisation : la COGEMA, exploitant de mines et d'usines de concentration, transporte des matières pour son propre compte, mais effectue aussi des transports pour le compte d'EDF avec ses propres matériels, par exemple pour le combustible neuf ou irradié ; l'ANDRA est parfois amené, suite à des accords avec ses clients, à prendre en charge elle-même le transport des déchets vers ses centres de stockage ; NTL est mandatée par COGEMA ou BNFL pour transporter vers La Hague ou Sellafield les combustibles irradiés de certains réacteurs européens, et utilise les services de roulage offerts par diverses entreprises routières ou sociétés ferroviaires nationales...

#### **1.1 La concentration des acteurs opérant sur le cycle du combustible**

##### **1.1.1 COGEMA**

Historiquement la société a été amenée à assurer elle-même une grande part des transports dont elle avait la charge, soit pour son propre compte, soit pour le compte de ses clients. Ces activités étaient assurées au sein d'une structure baptisée COGEMA-STC (Service des Transports spéciaux). Suite à la prise de contrôle de TRANSNUCLEAIRE, évoquée ci-dessous, COGEMA a refondu son organisation en matière de transports, en transférant les activités opérationnelles de COGEMA-STC vers TRANSNUCLEAIRE et en limitant par là même le champ de compétences de COGEMA-STC à la définition de la politique générale des transports dans le groupe COGEMA.

La réorganisation est effective depuis le 1<sup>er</sup> janvier 1994 : COGEMA agit désormais en tant que maître d'ouvrage, les fonctions de maître d'oeuvre étant entièrement dévolues à TRANSNUCLEAIRE. C'est COGEMA qui reste en effet - pour ce qui est du retraitement - le contractant des compagnies d'électricité ayant opté pour le retraitement.

### 1.1.2 TRANSNUCLEAIRE

TRANSNUCLEAIRE a été créée en 1963 à l'initiative d'entrepreneurs privés et à la demande du CEA pour permettre le développement des transports de matières radioactives nécessaires au programme nucléaire français. Suite à la redéfinition du paysage nucléaire français en 1992 et à la vente de ses activités nucléaires par Pechiney, TRANSNUCLEAIRE est aujourd'hui filiale à 51% de COGEMA et à 49% de FRAMATOME ; COGEMA en est l'opérateur industriel. La société a participé dès l'origine aux échanges internationaux en s'implantant à l'étranger grâce à un ensemble de sociétés connu sous le nom de « Groupe TN ».

Le Groupe TN compte aujourd'hui 250 personnes, dont les deux tiers travaillent à l'étranger, ce qui illustre le fort développement international de l'entreprise : celle-ci dispose de filiales à New York, Tokyo, Madrid, Dessel (Belgique), Risley (Grande Bretagne) et Hanau (Allemagne). Le groupe réalise un chiffre d'affaires d'environ 500 MF, dont 230 MF pour la société mère.

Les structures de COGEMA en matière de transport, les liens d'actionariat et l'organigramme de TRANSNUCLEAIRE sont présentés sur les trois schémas ci-dessous. Les deux départements opérationnels de TRANSNUCLEAIRE sont calqués sur ses deux activités principales :

- l'ingénierie des emballages, qui comprend les études et la réalisation ;
  - pour les emballages du groupe COGEMA, cela recouvre la définition des avant-projets et projets, l'assistance technique à COGEMA pour la présentation du dossier d'agrément de ses emballages ou la présentation directe du dossier pour les emballages TRANSNUCLEAIRE, la maîtrise d'oeuvre et le suivi de fabrication avec un choix des sous-traitants effectué en accord avec COGEMA ;
  - pour les emballages hors groupe COGEMA, TRANSNUCLEAIRE est maître d'oeuvre ou maître d'ouvrage selon les *desiderata* du client ;
  - une veille réglementaire est assurée, afin de surveiller les évolutions sur le plan technique, de développer une expertise réglementaire utilisable auprès des clients (en particulier pour les relations avec l'étranger), d'anticiper au mieux les évolutions en vue de faciliter l'adaptation des moyens, enfin pour effectuer ce que TRANSNUCLEAIRE appelle "l'apport du retour d'expérience de l'ingénierie aux autorités" : il s'agit de participer à des groupes de travail nationaux et internationaux pour y représenter les industriels (par exemple dans le domaine de la normalisation) ;

- le service a également vocation à promouvoir la commercialisation des concepts qu'il a développés.
- l'ingénierie des emballages peut aussi être présentée sous sa forme chronologique, qui met en évidence trois phases, toutes effectuées en assurance qualité :
  - *phase d'avant-projet* : aide à la définition du cahier des charges, conception de l'emballage et prédimensionnement, essais réglementaires sur prototypes (ou maquettes) et/ou justifications par calcul ;
  - *phase projet* : rédaction du dossier de sûreté et justification auprès de l'autorité compétente, obtention de l'agrément du modèle de colis, validation de cet agrément à l'étranger, préparation des spécifications de fabrication ;
  - *phase de réalisation* : appel d'offre et sous-traitance de la fabrication, suivi de la fabrication, contrôles et essais de réception de l'emballage, délivrance du certificat de conformité, assistance à la mise en service industrielle de l'emballage.

Notons qu'il faut typiquement 2 ans pour concevoir un modèle d'emballage entièrement nouveau, et 18 mois environ pour la fabrication de chaque exemplaire.

- le **commissionnement** repose sur : l'organisation pratique et administrative du transport (qui comprend entre autres l'établissement éventuel d'un plan de transport), le choix des sous-traitants, les négociations et commandes correspondantes, le pilotage du suivi et le contrôle des sous-traitants, la mise en oeuvre d'un système complet de suivi, le respect de la base de références réglementaires, la veille administrative (tant en France qu'à l'international), la disponibilité d'équipes d'intervenants et de moyens d'intervention ; **TRANSNUCLEAIRE** peut également offrir si le client le veut une assistance technique au chargement.

Au sein du Département des Transports, qui assure la fonction de commissionnement, le retour d'expérience est effectué par le SMAT, Service des Méthodes appliquées au Transport. Ce service est également chargé de conduire la réflexion nécessaire sur la réglementation.

Il importe de noter l'importance de la Direction de la Qualité, placée auprès de la Direction générale : 11 personnes. Une telle importance résulte de la concentration des moyens opérationnels dans une seule entité, qui permet ainsi d'obtenir une taille critique pour développer à leur juste taille les structures de contrôle de la qualité.

Cette direction a pour mission d'établir les procédures d'assurance qualité, d'effectuer le contrôle et le suivi de leur application ainsi que le retour d'expérience. Elle a également compétence en matière de sécurité et radioprotection (pour rassembler les données et réaliser sur le terrain la radioprotection). Elle assure l'inspection de fabrication des emballages, à travers un suivi régulier et un contrôle des sous-traitants

qui peut passer par des inspections sur place dans leurs usines. Elle effectue également le contrôle des chargements et des transports, par le biais d'inspections. Enfin pour tous les transports spéciaux, elle fait du *risk management*, à savoir une évaluation spécifique des risques encourus et des procédures visant à les maîtriser.

A propos de l'inspection, COGEMA tient à établir une distinction claire entre l'inspection/vérification de la conformité des produits chargés dans les emballages à la feuille de route au moment du chargement d'une part et d'autre part l'inspection de la conformité de l'emballage et de sa manutention (aspect extérieur, arrimage, fermeture...) aux règles de manutention, de transport et de mise sur voie publique. La première est du ressort de l'expéditeur ; elle peut cependant être assurée ("*faite d'ordre et pour compte*") par un tiers, comme TRANSNUCLEAIRE. La seconde est du ressort du commissionnaire et doit être assurée par TRANSNUCLEAIRE. Ces deux missions peuvent éventuellement être réalisées par un même individu.

La propriété des emballages n'obéit pas à des règles précises. Tout au plus des tendances peuvent être dégagées : les emballages utilisés pour des flux industriels réguliers et importants sont la propriété des clients (COGEMA, EDF, FBFC...); les emballages utilisés pour les autres transports (laboratoires...) appartiennent soit aux exploitants nucléaires (COGEMA, CEA) soit à TRANSNUCLEAIRE elle-même (ils peuvent d'ailleurs être loués) ; les moyens de transport (tracteurs, remorques, caissons, wagons) sont propriété soit de COGEMA soit de sociétés de roulage (LE MARECHAL, TRANSPORTS CELESTIN, SNCF...).

La maintenance des moyens de roulage est effectuée par les sociétés de roulage. Celle des emballages est effectuée dans deux AMEC, Ateliers de Maintenance et d'Entretien des Colis, situés à La Hague et à Marcoule. L'organisation de la maintenance est en cours de restructuration, avec la constitution d'un GIE *ad hoc* qui rassemblera au total 60 à 70 personnes. Les emballages sont maintenus selon un « plan de maintenance » défini par leur propriétaire.

La question de la sous-traitance est souvent très sensible. Il me paraît important de souligner que la politique affichée de TRANSNUCLEAIRE consiste à réduire le nombre d'intervenants et de développer avec eux des relations plus fondées sur le partenariat que sur la loi des appels d'offre. Cette doctrine est évidemment plus facile à mettre en œuvre avec les sociétés contrôlées ou détenues directement ou indirectement par le groupe, mais il s'agit d'un engagement plus vaste pour une meilleure qualité de la prestation.

Entre le contrôle capitalistique et la concurrence sauvage, TRANSNUCLEAIRE essaie de trouver un juste milieu, en promouvant auprès du sous-traitant l'idée de « pilotage d'un système intégré de transport ». Cette politique est cependant soumise à des vents contraires :

- l'exacerbation de la concurrence sur le marché français du transport routier, qui tire les prix et les garanties vers le bas <sup>(11)</sup> ;

---

<sup>11</sup> Pour plus de détails, voir ci-dessous 1.2.2 Ce que voient certains transporteurs

- le fait que, en vertu de la philosophie de la réglementation transport développée par l'AIEA, il n'est pas nécessaire de « débanaliser » le transport de matières radioactives ; il me paraît effectivement qu'il est certainement moins problématique de conduire un camion transportant un colis radioactif que de conduire une citerne de chlore ou de produits pétroliers.

Cependant c'est bien une conception globalisante du système de transport qui préside à la politique impulsée par TRANSNUCLEAIRE. Le moteur principal de cette démarche étant la recherche d'une *qualité globale* plus que la nécessité de pallier à d'hypothétiques défauts de la sûreté.

Sur la question encore plus sensible des pavillons de complaisance, d'ailleurs évoquée par M. BONNEMAÏNS lors de l'audition que j'ai organisée dans les locaux de l'Office parlementaire le 3 novembre dernier, COGEMA m'a indiqué qu'il faut différencier les situations où les sociétés du groupe ont une prise sur les événements de celle où elles n'en ont pas.

Pour le premier cas la politique évoquée plus haut est pleinement appliquée, et le choix des compagnies maritimes se fait sur la base des exigences de COGEMA. Pour le second cas, on a peu de pouvoir lorsqu'un pays - de complaisance ou non - a délivré un certificat de navigabilité à un navire déterminé. En conséquence on est bien obligé d'accepter ce qui se présente.

Ces précisions n'empêcheront certainement pas les détracteurs de remarquer qu'une matière radioactive (minerai, concentré...) acheminée en France n'y parvient pas pour être mise sur le marché « à la criée » : cette matière a fait l'objet d'un achat au préalable, achat effectué par ou pour le compte de COGEMA (ou d'un autre utilisateur de matières radioactives). Dans ces conditions, l'acte d'achat mentionne évidemment le lieu où sera effective la prise en charge de la matière par l'acheteur et son abandon par le vendeur, ce qui fait que d'une certaine manière, COGEMA aurait tout de même les moyens d'imposer un contrôle conforme à ses vues, en procédant elle-même à l'enlèvement de la matière à l'étranger et en effectuant le transport sous sa responsabilité.

### *1.1.3 NTL (Nuclear Transport Ltd)*

Sous ce sigle commun opèrent en fait trois sociétés jumelles de nationalités différentes : française, anglaise et allemande. Toutes trois ont le même actionariat : 1/3 à TRANSNUCLEAIRE, 1/3 à BNFL, 1/3 à GNS, consortium d'électriciens allemands pour le transport. Un Comité Exécutif qui se réunit tous les deux à trois mois assure la mise en oeuvre commune de la politique définie par les actionnaires. Une même personne assure la présidence des trois sociétés, qui disposent chacune d'un directeur général. Les sièges des sociétés sont à Paris pour la France, Risley pour l'Angleterre, Hanau pour l'Allemagne. NTL France dispose d'implantations à La Hague et à Dunkerque.

NTL a débuté en 1972, au moment de la transition de l'électronucléaire vers un stade véritablement industriel. Les opérateurs nationaux ont alors cherché à « organiser la concurrence » afin d'en éviter les conséquences dommageables sur le plan financier et sur celui de la sûreté. La société a été amenée à se spécialiser dans le transport de

combustibles irradiés à partir des réacteurs européens (environ 35)<sup>(12)</sup>, laissant le transport de combustibles japonais à PNTL, *Pacific Nuclear Transport Ltd*, filiale de BNFL, alors que COGEMA prenait en charge directement les réacteurs EDF, une dizaine d'années après nos voisins britanniques et allemands.

NTL opère uniquement sur le créneau du transport et des services annexes, mais ne conçoit pas les colis. Ceux-ci sont transportés sur le continent par fer ou route jusqu'au terminal de Valognes (Manche), dernière étape avant l'usine de La Hague, ou bien jusqu'à Dunkerque où le navire NORD-PAS DE CALAIS les transborde à Douvres, d'où ils partent vers Risley-Sellafield, à l'usine de retraitement de BNFL. NTL a une activité annuelle d'environ 100 transports. Dans les premières années de son activité, NTL opérait à égalité à destination de La Hague (atelier HAO) ou Sellafield, puis la part de Sellafield a progressivement diminué ; depuis 3 à 4 ans en revanche cette part tend à augmenter à nouveau, et NTL pense retourner d'ici quelques années à une quasi égalité.

NTL envisage d'étendre son activité au retour à leur propriétaire des résidus du retraitement, au sens large c'est-à-dire les déchets vitrifiés de haute activité, les bitumes, les déchets technologiques...

NTL définit son rôle comme la fourniture d'un service « clef en mains ». En effet nombre de ses clients étrangers (surtout allemands) considèrent que leur métier est d'abord de produire de l'électricité et que ce qui se passe après doit être largement délégué. NTL envoie donc du personnel sur les réacteurs pour garantir une bonne assistance technique. Un ingénieur est présent pendant tout le cycle du chargement du colis, soit environ une semaine ; il s'assure du bon respect de l'utilisation du conteneur : dans le réacteur, il guide et contrôle toutes les opérations réalisées par le personnel de la centrale ; il contrôle l'identification et la conformité du combustible chargé dans le conteneur ; il veille à la bonne fermeture du conteneur et au respect de tous les contrôles d'étanchéité ; il supervise l'ensemble des contrôles radiologiques du conteneur et de son véhicule ; avant le départ il vérifie la parfaite conformité aux dispositions réglementaires du colis et de son moyen de transport. Il a le droit d'arrêter toute la procédure si une déviation est constatée par rapport aux normes d'assurance qualité de NTL ; il consigne alors ses observations dans un rapport d'anomalie ou de non conformité, à partir duquel la direction de NTL engage des actions correctives.

La préparation d'une opération de transport débute un an à l'avance, avec l'examen de données techniques relatives au combustible (taux d'irradiation, gestion du coeur du réacteur...). Il faut en effet vérifier la conformité de la matière aux spécifications et la qualité des informations fournies, et éventuellement obtenir de nouveaux agréments.

Juridiquement NTL est maître d'oeuvre du transport, alors que COGEMA (ou BNFL) est maître d'ouvrage. C'est en effet COGEMA (ou BNFL) qui est cocontractant avec l'électricien pour assurer l'enlèvement de son combustible vers l'usine de retraitement. C'est donc COGEMA (ou BNFL) qui est l'« exploitant » responsable, alors que NTL est expéditeur mandaté (par COGEMA ou BNFL)

---

<sup>12</sup> Les clients les plus importants sont les électriciens allemands, mais NTL assure également les transports pour des réacteurs belges, italiens, néerlandais, espagnols, suédois et suisses.

Pour réaliser son activité, NTL dispose en propre de 18 conteneurs de conformation variée (mais tous de type B bien entendu) et d'une bonne douzaine de wagons. Les conteneurs sont conçus pour un transport humide (à partir de l'Angleterre), sec de conception TN (à coque en acier) ou sec de conception GNS (à coque en fonte). NTL transporte également les conteneurs qui sont propriété de ses clients. La diversité des conteneurs de NTL s'explique par la diversité des clients non français : la plupart des réacteurs étrangers ont des design très spécifiques et des modes d'exploitation diversifiés... NTL fait appel à trois prestataires : la société LE MARECHAL assure la traction des 6 remorques routières propriété de NTL ; la SEALINK possède le NORD-PAS DE CALAIS, seul navire-rail trans-Manche <sup>(13)</sup> ; la SNCF ou la BUNDESBahn assurent la traction ferroviaire.

NTL France rassemble 45 personnes environ : 25 sont à La Hague à l'AMEC, une petite vingtaine « à Paris », 2 à Dunkerque ; sur les personnes indiquées comme étant « à Paris » 5 environ tournent dans les réacteurs des clients étrangers pour assurer l'assistance technique locale. Le siège de Paris abrite un bureau spécialisé dans les études de sûreté (analyse de la conformité des assemblages combustibles à l'emballage prévu, gestion du code de calcul FAKIR...) et un bureau d'ingénierie logistique (planification des opérations, suivi de transports...) qui assure ces fonctions pour les trois sociétés NTL. La société allemande a surtout une vocation d'assistance technique sur site ; elle rassemble 25 personnes environ. La société anglaise (environ 35 personnes) fait de l'ingénierie, assure la liaison avec Sellafield et réalise les transports sur le territoire britannique.

Pour ses besoins propres NTL a développé deux logiciels : FAKIR est destiné à faire des calculs de thermique et d'activité, de façon à modéliser le comportement des assemblages combustibles dans le colis <sup>(14)</sup> ; le « Programme Transports » s'occupe de la logistique et comporte des garde-fous détrompeurs (refus d'autoriser un transport si un emballage n'a pas subi son programme de maintenance, vérification de l'adéquation des paniers internes aux assemblages prévus...).

La maintenance est programmée à Paris mais réalisée sur place pour les wagons et les remorques. En revanche l'AMEC à La Hague s'occupe de faire la maintenance des emballages ; il a récemment « fêté » son millième colis. NTL forme elle-même les chauffeurs de LE MARECHAL.

Le contrôle est réalisé pour une large part par COGEMA, qui en tant que client principal de NTL est très présent à travers COGEMA-STIS et impose à ce titre certaines exigences en particulier de procédure. Bien entendu NTL est soumise au contrôle des autorités administratives (Ministère des Transports et Ministère de l'Industrie). NTL a obtenu la certification qualité ISO 9001, délivrée par les LLYOD'S pour la Grande

---

<sup>13</sup> Le NORD-PAS DE CALAIS, affecté uniquement au transport de marchandises - bien qu'il dispose de la qualification « passagers » du fait du nombre et de la qualité des équipements de sécurité présents à bord - est doté de deux ponts-garages. Le pont principal (inférieur) permet le chargement de wagons, le pont supérieur de véhicules routiers. Des zones de garage spécialement conçues pour l'embarquement des marchandises dangereuses sont isolées par une porte étanche et bénéficient d'une protection incendie renforcée. Le navire est doté de systèmes multiples destinés à accroître sa stabilité.

<sup>14</sup> NTL s'est appuyée sur les compétences du CEA (CERMA) pour réaliser ce logiciel.

Bretagne et par les TÜV pour l'Allemagne et la France ; NTL a en effet estimé que la certification délivrée par l'AFAQ était moins reconnue à l'étranger.

NTL m'a affirmé n'avoir eu qu'un seul accident en Belgique (1990) : il s'agissait d'un camion qui s'est couché dans le fossé, sans aucune conséquence matérielle ou *a fortiori* radiologique. La politique prévisionnelle de la société est de mettre l'accent sur la vitesse d'intervention en de pareilles circonstances.

## 1.2 La nécessaire implication des « expéditeurs de matières » pour les autres créneaux

Si le cycle du combustible est géré par des sociétés très structurées, disposant d'une forte assise technique et d'une envergure respectable, la situation est plus contrastée dans les autres créneaux, essentiellement le transport des déchets d'exploitation ou de radio-isotopes. L'« expéditeur de matières »<sup>(15)</sup> est le plus souvent une institution importante : EDF, CEA, COGEMA, CIS-BIO INTERNATIONAL... En revanche le transporteur effectif est fréquemment une société de taille réduite (quelques dizaines voire quelques personnes). Cet état de fait montre les vertus de la démarche de sûreté par le colis adoptée par l'AIEA...

### 1.2.1 Les politiques des « expéditeurs de matières »

a. EDF. Les déchets résultant de l'exploitation des centrales sont de faible et moyenne activité. Ils contiennent des émetteurs  $\beta$  et  $\gamma$ . Les émetteurs  $\alpha$  sont en très faibles quantités. On distingue :

- les déchets de procédé liés à l'exploitation : c'est parmi cette catégorie que l'on rencontre des déchets de moyenne activité : résines échangeuses d'ions et filtres affectés au traitement des circuits ;
- les déchets « technologiques » : provenant essentiellement des opérations de maintenance, ils sont constitués de solides divers dont 60% de vinyle ; à quelques exceptions (matériaux activés), ils sont des matériaux de faible activité.

Les emballages de transport sont des fûts métalliques ou des coques en béton :

- les fûts métalliques sont de deux sortes : a/ fûts de 200 litres pour les déchets de faible activité (procédé et technologiques), placés dans des transconteneurs et chargés à raison de 150 fûts sur un camion ou 216 fûts sur un wagon ; b/ fûts de 400 l (dénommés fûts ISB) contenant des galettes résultant du compactage des fûts de 200 litres que l'on bloque dans un liant hydraulique ; ils sont chargés à raison de 24 fûts par camion ou 57 fûts par wagon ; ils correspondent aux colis industriels au sens de la réglementation transport, mais ont cependant satisfait aux épreuves des colis de type A ;

---

<sup>15</sup> J'entends par là l'institution qui dispose de matières radioactives et cherche à les transporter ou les faire transporter, et non l'« expéditeur » au sens juridique du terme, personne qui assume la responsabilité de l'opération de transport.



- les coques béton (deux modèles de 1,25 m<sup>3</sup> ou 2 m<sup>3</sup> de volume externe) ont été développées par EDF ; elles contiennent les déchets de procédé ou les déchets technologiques irradiants.

EDF s'est trouvée confrontée à une modification introduite dans la version 1985 révisée en 1990 du règlement AIEA, introduite dans le RTMD français <sup>(16)</sup> : l'obligation pour les matières FAS d'être en quantité suffisamment limitée dans un colis (industriel) pour que l'intensité du rayonnement à 3 m de la matière nue ne dépasse pas 10 mSv/h. Ceci impliquait le transport en colis de type B pour les colis les plus irradiants (transportant des filtres ou des résines échangeuses d'ions). Or malgré leur robustesse les coques béton ne peuvent satisfaire aux épreuves spécifiées pour les colis de type B.

EDF a retenu l'option « surprotection » à titre transitoire. Cette option consiste à transporter les coques béton sous une cloche métallique munie d'un socle, que l'on vient insérer lors du chargement pour le transport. A moyen terme EDF envisage de remplacer les coques par des conteneurs TES 90, sous réserve d'études complémentaires sur leur capacité technique et économique à assurer le transport en colis de type B, sans pour autant pénaliser les conditions d'entreposage sur les centrales et à l'ANDRA.

EDF cherche à assurer un haut niveau de qualité à ses transports : en effet elle en est responsable depuis le site producteur jusqu'à la livraison à l'installation réceptrice, l'un des centres de stockage de l'ANDRA :

- EDF effectue un contrôle assurance qualité périodique de ses transporteurs, qui ont demandé la certification ISO 9002 depuis 1992, afin de prouver le maintien de la qualité dans le temps ;
- EDF effectue des contrôles inopinés au départ des centrales, par sondage, sur l'application de la réglementation : contrôle du tracteur et de la semi-remorque, contrôle de l'arrimage, du calage, de l'étiquetage, contrôle des attestations nécessaires et des documents de transport ;
- EDF exige de ses transporteurs que tout chauffeur porte en permanence un film dosimétrique ; une limite de débit de dose de 20 µSv/h en cabine est imposée ; les itinéraires sont imposés aux chauffeurs ;
- pour les transports ferroviaires, EDF a choisi de confier à la société STSI (filiale de la SNCF) la prise en charge des wagons ; la manutention des conteneurs depuis les camions jusqu'au chargement des wagons est réalisée dans les terminaux gérés par STSI, dont tout le personnel est travailleur DATR ; le suivi est réalisé à l'aide du système informatique EDIFRET de la SNCF et un dispositif d'alerte/information par EUROSIGNAL permet d'être avisé sans délai 24h/24 d'un éventuel incident ou accident de transport ;
- enfin, dans le cadre du système global de gestion des colis agréés par l'ANDRA, un système informatique relie directement des producteurs et l'ANDRA.

---

<sup>16</sup> Voir au 2.1 pour quelques indications sur le RTMD, Règlement pour le Transport des Matières dangereuses.

Ce dispositif semble efficace puisque EDF ne déplore qu'un accident depuis 1982, sans conséquence radiologique.

b. Le CEA remet annuellement au transport environ 8 500 colis de déchets solides destinés au stockage de surface, plus de 6 000 m<sup>3</sup> de déchets liquides classés matières FAS et quelques dizaines de m<sup>3</sup> de déchets liquides de haute activité transportés en colis de type B. Les mouvements de matières nucléaires sont présentés en annexe au rapport.

*Déchets de faible activité spécifique solides (matières FAS)*

DÉCHETS	EMBALLAGE	QUANTITÉ	CLASSE
technologiques	fût métal 200 l	1 900	FAS-III
solides divers	fût métal 200 l	3 800	FAS-II
	fût métal 200 l	40	FAS-III
	fût métal 100 l	50	FAS-III (1)
	fût métal 870 l	370	FAS-II
	coque béton C2	15	(2)
solides $\alpha$	fût métal 200 l	1 500	(3)
inclus dans matrice homogène	fût métal 200 l	600	FAS-II
	fût métal 100 l	40	FAS-II
issus du démantèlement	caisson métal 5 ou 10 m <sup>3</sup>	130	FAS-II (4)

(1) test de lixiviation nécessaire pour confirmer la classification FAS-III

(2) dérogation demandée pour assurer le transport de ce colis

(3) nécessité de réaliser et employer un conteneur spécial

(4) réévaluation en 1992

Les règles internes imposent le respect du RTMD pour tous les transports effectués sur les sites du CEA. Toute unité du CEA désireuse de gérer ses transports doit présenter chaque année une demande d'autorisation à la Commission de Sécurité des Transports, appuyée par un dossier technique. L'IPSN expertise ces dossiers lorsqu'ils sont soumis à la Commission. Il donne aussi des conseils informels aux unités pour l'établissement et la présentation de leur dossier, sans - bien sûr - se prononcer sur le fond.

La classification des déchets a dû être réexaminée au regard des nouvelles dispositions parues en 1992. La Commission de Sécurité des Transports a constitué à cet effet un groupe de travail avec l'IPSN en 1991. Il s'est avéré nécessaire d'effectuer certains contrôles supplémentaires (homogénéité de la répartition de l'activité, lixiviation), de limiter les activités transportées par colis et par véhicule, de réaliser un nouvel emballage pour les déchets solides  $\alpha$  et d'obtenir l'agrément d'autorités étrangères en cas de trafic international pour certains colis qui ne pouvaient plus prétendre à la classification B(U).

c. CIS-BIO INTERNATIONAL a déjà été présentée. Les transports sont confiés au Service de transport et d'expédition, dépendant de la Direction des Services Technique et Logistique. Il est divisé en deux secteurs :

- administratif (bureaux « Expéditions par voie aérienne » et « Expédition par voies de surface ») : préparation des dossiers, réservations, embarquements, enregistrements et demandes de documents douaniers, renseignements complémentaires sur les déclarations de matières dangereuses...

- technique des expéditions : prise en compte des produits conditionnés, mise en stock éventuelle des générateurs de technétium, identification des destinations et destinataires, emballage des produits conditionnés, étiquetage des emballages, répartition des colis entre les différents modes de transport, approvisionnements divers, tenue du listing de colisage... pour l'équipe Préparation Hall ; réception journalière des produits conditionnés à Marcoule-LAPAM, prise en compte des autres produits conditionnés, stockage des produits en température adaptée, suivi de la rotation des stocks...

CIS-BIO contracte avec plusieurs transporteurs. Les contrats détaillent en particulier les conditions de transport, les types de colis, dont la conformité est assurée par CIS-BIO, la liste des destinataires, les missions et responsabilités de CIS-BIO et du transporteur, les consignes de sécurité et la procédure à appliquer en cas d'accident.

CIS-BIO a également engagé une démarche qualité interne qui permet de garantir l'adéquation entre les besoins réels et le service rendu, c'est-à-dire la cohérence entre l'expédition effective d'un colis radioactif et la réglementation à laquelle cette opération est soumise.

### *1.2.2 Ce que voient certains transporteurs*

Les lignes qui suivent découlent d'un entretien avec MM. BIZET et VERGER, directeurs généraux de la société NCT. Cette société est issue de la fusion de deux sociétés, intervenue en 1987 :

- FRANCE TRAFFIC EXPRESS (10 personnes, CA = 8 MF), transporteur routier installé dans le Nord Isère, à proximité de la centrale de Bugey ; cette société était spécialisée dans le transport routier d'outillages contaminés ;
- NCT ECOTRANS (20 personnes, CA = 50 MF), commissionnaire de transport, dont un service spécialisé dans le transport international de matières radioactives et fissiles ; cette dernière activité représentait un chiffre d'affaires de 6 MF en 1987, généré par 3 personnes.

NCT emploie aujourd'hui 20 conducteurs, qui pilotent autant de véhicules, pour ce qui est du transport routier. Les activités se sont élargies au transport maritime, aérien et ferré de matières radioactives. Le chiffre d'affaires en 1992 a été de 30 MF, dont 70% généré par des transports de matières radioactives. NCT dispose également d'une filiale en Belgique (TRANSRAD), dont l'autre actionnaire (à 49%) est l'Institut des Radioéléments, société de droit belge.

NCT dresse un tableau assez sombre de la situation des transports pour un domaine très particulier, celui du transport des objets faiblement contaminés. De tels objets peuvent être des appareils ou fournitures utilisés pour des opérations de maintenance des centrales nucléaires par exemple.

La sensibilisation de l'expéditeur aux spécificités du transport de tels objets serait largement insuffisante :

- tout d'abord il serait trop peu au courant de ce qu'est une opération de transport en général et de transport de matières radioactives en particulier ; or, si dans le cas considéré les risques objectifs sont minimes, l'impact médiatique d'un éventuel accident serait cependant certain (l'accident serait de toute façon un « accident nucléaire ») ; par ailleurs il est assurément exact que transporter une marchandise, surtout s'il s'agit d'une marchandise dont l'impact sur le public ne peut être exclu, est une opération complexe qui nécessite tout autant que certaines autres un professionnalisme reconnu ;
- le risque principal, celui de la contamination, serait mal perçu, par des gens qui le côtoient chaque jour et qui de ce fait n'ont pas à son égard la même vision et les mêmes réflexes que des personnes étrangères à leur activité ;
- en fait c'est la notion même de « responsabilité de l'expéditeur » qui ne serait pas totalement assimilée, entraînant ainsi cette relative indifférence ; le transport ne serait ainsi qu'un mal accessoire, un passage obligé ou une figure de style indispensable, qu'il conviendrait d'achever le plus rapidement possible.

De tels transports sont trop souvent faits dans l'urgence et au dernier moment. Par ailleurs l'élément « coût du service rendu » serait devenu prédominant dans le choix du prestataire, au détriment d'une analyse plus fine de la qualité du service en termes de garantie apportée à la bonne fin du transport.

Cette tendance est actuellement aggravée par l'effondrement des prix au kilomètre proposés par la profession des transporteurs routiers, plongée dans une concurrence féroce qui amène divers responsables que j'ai pu contacter à se demander comment font certains pour survivre à ce niveau de prix...

Je tiens à insister sur le fait que ces réflexions ne concernent en aucune manière la gestion des matières entrant dans le cycle du combustible ou celle des déchets technologiques.

Les problèmes que je viens d'évoquer tiennent à la conjugaison de deux éléments :

- d'une part la politique d'ouverture et d'autonomie accordée aux centrales dans le domaine économique ; de plus en plus les centrales sont érigées en centres économiques « autonomes », qui doivent gérer eux-mêmes une part de leurs dépenses de fonctionnement ;
- d'autre part la dévalorisation sociale manifeste des activités touchant aux transports de ces petits objets, faiblement contaminés qui sont au coeur de la problématique abordée ici.

A l'évidence les transporteurs pas plus que les personnels qui sur le site sont à leur contact ne sauraient être considérés comme les « brouetteux » aux gros bras, qui doivent « monter dans le camion ».

Les responsables de radioprotection, chargés d'effectuer les mesures de rayonnement des colis à la sortie de la centrale, seraient désormais plus mobilisés et plus

sensibilisés depuis un an environ. Ils n'ont pas à proprement parler la maîtrise de la préparation des transports, mais ceci constitue déjà une première étape fort encourageante.

Faut-il pour autant instaurer un système de contrôle renforcé au niveau administratif (certification, agrément...) ? Il ne me semble pas que ce soit là une solution acceptable. Une telle démarche risquerait en effet de retarder la nécessaire sensibilisation des personnes concernées.

C'est donc à deux niveaux qu'il convient de faire porter les efforts : formation des personnes directement impliquées dans la préparation des opérations de transport ; sensibilisation plus grande des directeurs de centrales aux aspects quotidiens de la gestion des services généraux.

Je crois savoir que des forces sont déjà à l'oeuvre au sein d'EDF pour faire avancer ces conceptions et donner ainsi toutes ses lettres de noblesse à un aspect quelque peu négligé des transports.

Une Charte du Transport devrait couronner ces évolutions positives.

## **2. LES AUTORITES DE SURETE POUR LE TRANSPORT DE MATIERES RADIOACTIVES**

### **2.1 La réglementation du transport des matières radioactives applicable en France**

#### ***2.1.1 Panorama général des textes applicables***

Le texte de base pour les transports est la loi du 5 février 1942 relative au transport par chemin de fer, par route ou par voie de navigation intérieure des matières dangereuses. Il s'agit d'une loi-cadre dont les dispositions ont été précisées par arrêtés :

- pour le transport terrestre, l'arrêté du 15 avril 1945 portant règlement pour le transport des matières dangereuses par voies de terre et voies de navigation intérieure (RTMD) ; cet arrêté a été complété s'agissant des matières radioactives par un arrêté du 24 juin 1974 relatif au transport et à la manutention des matières dangereuses - matières radioactives, classe IV (b) ; le RTMD subit un processus d'évolution permanent dans le domaine des transports de matières autres que radioactives, mais il « suit » les modifications du Règlement AIEA pour les transports de matières radioactives ;
- pour les transports maritimes, le texte applicable est l'arrêté du 12 juillet 1954 modifié le 7 février 1964 et le 12 mars 1980, portant règlement pour le transport des marchandises dangereuses par mer ;
- le transport aérien est régi par l'arrêté du 22 août 1957 modifié en 1963 ;
- les expéditions postales sont soumises à l'arrêté du 18 août 1972 précisé par une instruction du 6 août 1974.

Pour les transports effectués en régime international, la France a adhéré au RID (Règlement international concernant le transport des marchandises dangereuses par chemin de fer), à l'ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route) et à l'ADNR (Règlement pour le transport des matières dangereuses sur le Rhin).

### *2.1.2 Quelques précisions sur le RTMD*

Le RTMD est pour sa partie consacrée aux matières radioactives (classe 7) la traduction fidèle des recommandations de l'AIEA. Sa partie consacrée aux transports routiers a été refondue en 1992, ce qui a donné l'occasion d'y intégrer la version 1985 révisée en 1990 du Règlement transport de l'AIEA (arrêté du 15 septembre 1992, JO du 13 octobre 1992) ; les nouvelles dispositions sont entrées en vigueur au 1<sup>er</sup> janvier 1993.

Le RTMD diffère du Règlement AIEA par sa forme, puisqu'il présente, à côté des prescriptions générales, des fiches relatives à des catégories de matières radioactives censées représenter tous les cas de figure. Chaque fiche comprend 13 rubriques contenant des dispositions relatives aux sujets suivants :

- rappel des matières radioactives concernées par la fiche ;
- définition des emballages et des propriétés minimales requises pour le colis en cas d'incident ou d'accident ;
- intensité maximale de rayonnement des colis ;
- contamination sur les colis, véhicules, conteneurs, citernes, suremballages ;
- décontamination et utilisation des véhicules et de leurs équipements et éléments ;
- emballage en commun ;
- chargement en commun ;
- signalisation et étiquettes de danger sur les colis, les conteneurs, les citernes et les suremballages ;
- étiquettes de danger sur les véhicules autres que les véhicules citernes ;
- documents de transports ;
- entreposage et acheminement ;
- transport des colis, conteneurs, citernes et suremballages ;
- autres dispositions.

On doit être frappé par le souci du rédacteur de fournir un texte qui puisse donner de façon pratique une réponse à la personne qui cherche à expédier un colis de matière radioactive. Ceci est plutôt rare dans la tradition administrative et réglementaire

française. Notons tout de même que le RTMD dans sa dernière mouture ne fait en cela que rejoindre (tardivement) les règlements internationaux comme ADR ou RID et qu'il demeure très éloigné de la présentation très claire faite dans le règlement de l'IATA...

Diverses dispositions viennent en complément :

- des dispositions permettant de recevoir éventuellement des écrans de protection contre les rayonnements (protégeant le chauffeur) ;
- une formation obligatoire des chauffeurs ;
- l'interdiction de transporter des matières radioactives à bord de voitures particulières sauf pour les colis exceptés et les appareils de gammagraphie portatifs sous réserve que le chauffeur ait reçu une formation spéciale attestée par un diplôme (le CAMARI) ;
- l'identification des véhicules et des colis ;
- la limitation de stationnement des véhicules sur la voie publique ;
- la surveillance de la contamination des véhicules ;
- des dispositifs de prévention contre l'incendie ;
- l'affichage sur le tableau de bord des consignes d'intervention d'urgence en cas d'accident...

La formation des chauffeurs est effectuée dans le cadre de sessions d'études de l'INSTN (Institut national des Sciences et Techniques nucléaires), par la Section des Enseignements de radioprotection, de Biologie et de Médecine. L'INSTN est l'organisme agréé par le Ministère des Transports pour cet enseignement.

La session dispense les connaissances de base relatives aux risques que peuvent présenter les matières radioactives et expose les prescriptions définies par la réglementation française (RTMD Route) et européenne (ADR). Elle s'adresse aux conducteurs de véhicules transportant des matières radioactives et a une durée de 5 jours environ.

La formation a pour but de sensibiliser les participants aux risques présentés par le transport de ces matières et de leur donner les notions de base indispensables pour assurer la prévention des accidents et la mise en oeuvre des mesures de sauvegarde qui s'avèreraient nécessaires pour eux-mêmes et pour l'environnement en cas d'accident.

A l'issue de cette session l'INSTN délivre aux participants ayant satisfait aux contrôles de connaissances le certificat ADR/RTMDR pour la spécialisation n° 7.

Les enseignements comprennent 3 jours et demi de conférences, une journée d'exercice d'application et de démonstrations, une demi-journée de contrôle de connaissances. Les conférences portent sur les thèmes suivants :

- matières dangereuses : états de la matière, principaux types de risque, mesures de prévention et de sécurité ;
- équipement technique des véhicules spécialisés dans le transport de marchandises dangereuses ;
- manutention et arrimage des colis ;
- réglementation générale du transport des matières dangereuses ;
- radioactivité : les rayonnements, l'activité, la période, la dose absorbée ;
- radioprotection : exposition externe, contamination, moyens de protection et appareils de contrôle ;
- réglementation relative aux matières radioactives : codification des matières radioactives, présentation des fiches, emballages, étiquetage des colis, signalisation des véhicules, documents de bord, prescriptions générales relatives aux véhicules citernes, conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident de transport.

Les exercices d'application et de démonstration portent sur :

- manipulation individuelle d'extincteur de feu d'hydrocarbure et démonstration d'extinction d'un feu de pneus assurées par la Formation Locale de Sécurité (FLS) ;
- vidéo de démonstration concernant les emballages particuliers, leur résistance aux chocs, la pose des élingues et l'arrimage ;
- présentation des appareils de détection utilisés en radioprotection ;
- travaux dirigés : projection de diapositives avec participation du public sur l'ensemble du cours ;

Il est à noter que le programme des conférences est assez stable alors que celui des exercices d'application et démonstration peut varier dans une plus large mesure. Ainsi pour la session qui était organisée pour l'année 1991, les applications comprenaient la manipulation d'extincteur et la vidéo, la visite d'un hall de stockage d'emballages de gros volumes à COGEMA-STIS, une visite sommaire de véhicules citernes, une simulation d'accident radioactif (balisage) et de mesures de radioactivités sur des colis prêts à expédier avec la collaboration du Service de Protection contre les Rayonnements du CEA.

Une session de recyclage rappelle et actualise les connaissances dispensées dans la session de formation initiale. Elle s'adresse aux conducteurs désireux d'obtenir la prorogation de leur attestation ADR/RTMDR. En effet celle-ci a une validité de 5 ans et leurs titulaires sont tenus de suivre un stage de recyclage avant la fin de validité. Les conférences durent deux jours, les exercices d'application une demi-journée.



## 2.2 Un unique Ministère pour une « autorité compétente » éclatée

### 2.2.1 La Direction des Transports terrestres, pivot de l'autorité

Les activités de transport de matières radioactives, à l'exclusion de celles concernant le Rhin, sont placées sous la responsabilité du Ministre chargé des transports ; ses décisions sont prises après consultation de la Commission interministérielle du Transport des Matières dangereuses. Pour le Rhin le Ministre compétent est le Ministre chargé de l'Équipement.

Les compétences principales en matière de transport de matières radioactives se trouvent à la Mission sur le Transport des Matières dangereuses, placée au sein de la Direction des Transports terrestres. Elle agit pour l'autorité compétente.

Le rôle essentiel de la Mission « Matières dangereuses » est double. Il consiste d'une part à élaborer, dans le respect nécessaire des réglementations internationales, la réglementation française. L'autorité ministérielle s'appuie alors sur la Commission interministérielle de transport des matières dangereuses (CITMD).

L'« autorité compétente » doit également délivrer les agréments pour les colis, avec l'appui technique de l'IPSN. Elle examine chaque année environ 300 dossiers techniques présentés à l'appui des demandes d'agrément de nouveaux colis, des demandes d'extension d'agréments existants, des demandes d'arrangements spéciaux <sup>(17)</sup> et des demandes de validation d'agréments étrangers.

Le concepteur présente à l'autorité compétente un dossier de sûreté, transmis après visa à l'IPSN qui s'assure de la conformité du dossier présenté par le requérant aux réglementations nationales et internationales. L'IPSN constitue une fiche d'analyse, examinée par le Président de la Commission de Sûreté des Transports, membre de la Commission interministérielle des Transports de Matières dangereuses. Dans le cas d'une réponse favorable, un projet de certificat d'agrément est soumis à l'approbation du Ministère des Transports. Conformément aux principes internationaux, ce certificat, valable 3 ans, se rapporte à un modèle de colis, c'est-à-dire à l'emballage présenté avec un ou plusieurs contenus dûment définis. Une nouvelle analyse de sûreté est effectuée lorsque la validité du certificat arrive à expiration ; le certificat est renouvelé pour une durée n'excédant pas 3 ans.

Si l'on souhaite transporter un nouveau contenu pour ce même emballage, le requérant présente un nouveau dossier de sûreté, qui suit le même cheminement. Son traitement est toutefois plus aisé car l'ensemble des chapitres n'est généralement pas remis en cause.

---

<sup>17</sup> Un « arrangement spécial » est l'ensemble des dispositions, approuvées par l'autorité compétente, en vertu desquelles un envoi qui ne satisfait pas à toutes les prescriptions applicables du Règlement peut être néanmoins transporté. Pour les expéditions internationales de ce type une approbation multilatérale est nécessaire. Les dispositions adoptées doivent être telles que le niveau général de sûreté pendant le transport et l'entreposage en transit est au moins équivalent à celui qui serait assuré si les prescriptions applicables étaient respectées. La pratique de l'arrangement spécial permet dans le court terme de faire face à un besoin de transport très spécifique, et dans le long terme de permettre une adaptation progressive et pragmatique du règlement par la mise en oeuvre à titre d'essais de mesures dérogatoires au « droit commun ».

Quand il s'agit d'une expédition ponctuelle mettant en jeu un emballage non agréé pour le contenu envisagé, il peut être fait appel à une procédure spéciale qui se traduit sur le territoire national par une dérogation, et en cas de transport international par un arrangement spécial. Dans ce cas l'IPSN procède à une analyse de sûreté détaillée et accepte ou non les mesures compensatoires proposées par le requérant nécessaires pour assurer la sûreté de ce transport particulier (moyens de lutte contre l'incendie, systèmes de calages spécifiques, coque de protection...).

### 2.2.2 La Direction générale de l'Aviation civile

Le suivi des transports aériens de matières radioactives est effectué par la Division de l'Exploitation, au sein du Service de la Formation aéronautique et du Contrôle technique (SFAC).

Les questions réglementaires spécifiques se traitent hors de l'administration française, qui applique simplement les règlements de l'OACI. Nous avons vu que le règlement pour le transport des matières radioactives est décalqué fidèlement de celui de l'AIEA. L'AIEA et les représentants des pays membres au comité compétent de l'OACI se réunissent à une fréquence semestrielle ; en revanche le secrétariat permanent de ce comité assiste à toutes les réunions AIEA consacrées au transport.

Pour la formation le règlement AOCI dispose d'un canevas d'exigences : celui-ci conduit à mettre au point des « cahiers de formation » pour chaque catégorie de personnel. La formation continue est obligatoire et impose une session de recyclage tous les deux ans. Dans le cas spécifique des matières radioactives, le contenu de la formation se limite à savoir reconnaître les colis et savoir effectuer les mesures élémentaires d'intensité de rayonnement.

Les agréments d'emballages étant donnés au niveau de la Mission « Matières dangereuses », la DGAC délivre uniquement des autorisations d'opérations de transport. Les dispositions relatives aux matières radioactives ne se différencient pas du cas plus général des matières dangereuses.

Une compagnie aérienne doit être agréée pour effectuer du transport de matières dangereuses : la DGAC (SFAC) délivre après examen une licence *ad hoc*. Air France, Air Inter, AOM-Minerve, Europe Aéroservice... sont titulaires d'une telle licence. La réglementation impose une demande préalable pour toute opération de transport de matières dangereuses. Si le dossier montre que l'opération se fait en conformité avec les prescriptions réglementaires aucune autorisation spéciale n'est nécessaire. Si en revanche la DGAC estime que certaines prescriptions ne sont pas respectées, une instruction technique est déclenchée et l'opération est soumise à autorisation. Dans le cas des matières radioactives, l'instruction technique se fait avec le soutien de l'IPSN. L'autorisation est généralement conditionnelle.

Pendant longtemps le chef de la Division Exploitation du SFAC était le seul contrôleur pour les matières dangereuses, muni d'une accréditation du Ministère des Transports pour accéder aux zones concernées. Depuis un an environ les contrôleurs techniques d'exploitation ont vu leur compétence étendue au contrôle du respect des

prescriptions pour les matières dangereuses ; cette mesure a permis d'élargir les possibilités au contrôle des aéroports de province.

Le contrôle s'effectue surtout sur les zones de fret, pour la part restante dans les avions. Il porte essentiellement sur l'intégrité du colis et l'exactitude des déclarations (ce point est semble-t-il celui qui pose le plus de problèmes) ; il est cependant limité car l'inspecteur n'a pas le droit de faire ouvrir les colis. Le matériel de contrôle (en particulier les radiomètres) est fourni par les compagnies aériennes. L'aéroport de Marseille-Marignane est le mieux équipé pour le contrôle des produits radioactifs. Dans la mesure du possible le SFAC dirige les transports concernés vers cet aéroport.

### *2.2.3 La Direction des Ports et de la Navigation maritimes*

Au sein de la DPNM, la Sous-direction de la Sécurité maritime partage les compétences en matières de transports radioactifs entre le bureau de la réglementation et le bureau du contrôle des navires. Le premier assure la représentation de la France lors des travaux de l'OMI consacrés à la question (et plus particulièrement pour ce qui concerne le transport des matières dangereuses). Le second est plus spécialement chargé d'organiser et de conduire les opérations matérielles tendant à contrôler le respect des réglementations nationale et internationale.

La Commission centrale de sécurité examine les dossiers techniques présentés par les navires opérant sous pavillon français.

Les dossiers sur lesquels doit intervenir la DPNM sont relatifs aux transports japonais à destination et en provenance de La Hague (arrivée de combustible irradié, retour du plutonium...) et les transports de combustible irradié du continent vers l'usine britannique de Sellafield, entre Dunkerque et Douvres, sur le NORD-PAS DE CALAIS.

## **2.3 L'IPSN : un appui technique omniprésent**

### *2.3.1 Le soutien à l'autorité compétente*

Organisme à vocation scientifique, l'IPSN (Département de Sécurité des Matières radioactives) assure l'appui technique nécessaire à l'autorité de sûreté pour accomplir ses tâches réglementaires. Cet appui prend deux formes :

- la représentation de la France au sein des comités et instances techniques des organisations internationales (AIEA, OACI, OMI, Commission des Communautés européennes...) pour l'élaboration et le suivi des recueils de recommandations (« Règlements ») ; à ce titre un ou plusieurs experts de l'IPSN participent aux réunions de travail (une dizaine par an) organisées par ces institutions, ou aux programmes de recherche coordonnés de l'AIEA ;
- l'instruction des données techniques soumises au Ministère des Transports, dont nous avons vu le processus quelques paragraphes plus haut ; en 1988 par exemple l'analyse de dossiers d'agrément d'emballages concernait : le transport de cartouches d'éléments combustibles provenant du réacteur EL4, le transport sous eau d'éléments combustibles irradiés dans les réacteurs de sous-

marins, le transport et le stockage d'éléments combustibles des réacteurs à eau bouillante, le transport de sources radioactives, le transport d'oxydes d'uranium et de plutonium.

### **2.3.2 La réalisation d'études de sûreté**

Ces études de sûreté sont effectuées par le Service de Sécurité des Transports radioactifs. Elles concernent :

- le support à la réglementation, avec pour objectif soit d'élaborer des propositions de modifications de la réglementation internationale, soit de développer des outils (règles, codes de calcul, moyens d'essais...) permettant d'aider à son application ;
- l'approfondissement des connaissances de l'ensemble des éléments techniques participant à la sûreté des transports et du niveau de risque associé à un transport donné ; ces études sont essentiellement des études accidentologiques.

Les principales recherches mises en oeuvre entre 1987 et 1993 sont retracées dans les lignes suivantes.

**a. Études relatives au transport aérien.** Une étude d'accidentologie aérienne a été conduite en 1987-1988 avec le concours du Centre d'Études sur l'Évaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire (CEPN). Axée sur la détermination des probabilités de scénarios accidentels, elle a permis notamment d'apporter des éléments de jugement objectifs quant à l'épreuve mécanique que devrait subir le futur colis de type C qui devra être utilisé pour le transport aérien de grandes quantités de matières radioactives.

Une étude sur les conditions d'intervention post-accidentelle en cas d'accident d'un transport de plutonium a été conduite avec le CEPN en 1988. Elle visait à déterminer la quantité maximale de plutonium relâché à la suite d'un accident qui ne poserait pas de problèmes insurmontables aux équipes d'intervention. Elle a permis de valider la quantité à partir de laquelle un colis de type C sera nécessaire (3000 A<sub>2</sub>, soit par exemple pour le Pu<sub>239</sub> : 0,6 téraBecquerels, soit 250 g).

Enfin l'IPSN a concouru à maintenir la banque de données du CEPN sur les accidents aériens. Cette banque de données, issue des renseignements recueillis par l'OACI, permet de déterminer les taux d'accidents pour chacune des phases du vol et les conséquences de ces accidents.

**b. Études relatives au transport maritime.** Une étude financée par la CEE s'est intéressée au saisissage et arrimage maritime (1987-1988). Réalisée conjointement avec TRANSNUBEL elle a permis de proposer un code de bonne conduite quant au saisissage et à l'arrimage des colis de matières radioactives à bord des navires.

Une étude d'accidentologie maritime a été conduite avec le concours du BUREAU VERITAS en 1989. Motivée par le manque de données disponibles et l'importance de la question, elle avait pour but de mieux connaître les conséquences de feux à bord d'un

navire. Elle a été effectuée à partir des données portant sur la flotte mondiale pour les années 1978-1988. Si elle a permis de déterminer l'origine du sinistre, les zones affectées et les conséquences sur le devenir du navire, elle n'a malheureusement pas pu déterminer la durée et la température atteintes lors de ces incendies, ces indicateurs fondamentaux pour toute étude de sûreté n'étant pas fournis dans les rapports des inspecteurs maritimes.

Enfin l'IPSN a conduit en 1992 une étude de sûreté exceptionnelle relative au retour au Japon du plutonium extrait à La Hague. Cette analyse a pris en compte les performances du colis et du moyen de transport. L'analyse des informations disponibles en France et des différents dossiers japonais concernant notamment le système de défense graduée pour la lutte contre l'incendie et les conséquences radiologiques d'un naufrage :

- a permis de vérifier que les spécifications imposées par la réglementation en vigueur étaient correctement respectées ;
- a montré que l'organisation de ce transport présentait des caractéristiques permettant de garantir un comportement satisfaisant des colis, y compris en cas d'incendie ou d'accident ;
- a confirmé que des dispositions étaient envisageables pour récupérer les colis jusqu'à 500 m en cas de naufrage et que, même en cas d'échec de la récupération à des profondeurs plus importantes, l'impact radiologique sur la population serait très faible.

**c. Études relatives au transport terrestre.** L'IPSN a concouru à maintenir la banque de données du CEPN sur les accidents de poids lourds de matières dangereuses. Cette banque de données, issue des renseignements collectés par le Ministère des Transports, permet de déterminer les taux d'accidents selon différents scénarios.

En 1989 une étude d'accidentologie comparative réalisée avec le concours du CEPN a permis de constater que les différents pays étudiés (France, Allemagne, Royaume Uni, États-Unis) n'utilisaient pas les mêmes indicateurs pour leurs études (vitesse d'impact, angle d'impact, énergie cinétique...). Ceci rend malheureusement difficile la comparaison de certains résultats. L'origine de ces différences tient principalement à la structure des fichiers d'accidentologie ; il s'ensuit que la définition d'indicateurs synthétiques est pratiquement impossible sauf à uniformiser les collectes des renseignements de base.

**d. Études multimodales.** Conjointement avec le *Safety and Reliability Directorate* (UK-SRD), l'IPSN a réalisé en 1987-1988 une étude financée par la CEE sur la phénoménologie d'une excursion accidentelle de criticité lors du transport ou du stockage de matières fissiles en solution. Des expériences ont été ainsi réalisées pour qualifier le code CRITEX et mieux connaître la caractérisation des poudres d'uranium.

Une étude réalisée conjointement avec TRANSNUBEL et l'UK-SRD en 1991-1993 a permis d'affiner le concept de « sûreté globale d'un transport ». Il s'agissait en l'occurrence de voir dans quelle mesure d'autres éléments que le colis (suremballages,

moyen de transport...) pouvaient contribuer de façon significative au niveau de sûreté du transport. L'étude, financée par la CEE, a permis d'illustrer le bien fondé, dans certains cas particuliers, de dépasser le dogme réglementaire « sûreté = colis ».

**e. Études de risque.** L'IPSN a réalisé en 1989 avec le concours du CEPN une étude sur l'impact radiologique et les conséquences potentielles de différents scénarios d'accidents associés au transport par route ou chemin de fer de l'hexafluorure d'uranium issu du retraitement et présentant une activité spécifique plus importante due à la présence de produits de fission.

En 1992-1993 les deux mêmes institutions ont réalisé une étude similaire relative au transport vers le centre de stockage de l'Aube de déchets de faible et moyenne activité.

L'IPSN a engagé trois études nouvelles en 1993, devant se terminer en 1994 :

- l'impact radioécologique d'un feu de longue durée sur un colis de combustible irradié ;
- avec le CEPN, les conséquences d'un rejet de plutonium en Manche ou dans l'Atlantique Nord (concentrations, doses collectives...) ;
- avec le GRS allemand, l'impact radioécologique et les conséquences potentielles de différents scénarios d'accidents associés au retour des déchets allemands de l'usine de La Hague. Cette étude est financée à hauteur de 40% par la CEE.

**f. Développement de banques de données.** Conjointement avec le *National Radiological Protection Board* (NRPB), appui technique en matière de radioprotection de l'autorité de sûreté britannique, et avec un financement de la CEE, l'IPSN a effectué plusieurs travaux pour :

- recenser les accidents et incidents de transports survenus de 1975 à 1986 dans les différents États membres (1989-1990) ;
- analyser les leçons tirées de ces événements (1991) ;
- recenser dans les différents États membres les organismes prenant part aux mesures d'intervention post-accidentelles (1993).

**g. Approfondissement des connaissances des emballages de transport.** L'IPSN commande au Département de Mécanique et de Technologie (DMT), ainsi qu'au Centre d'Études scientifiques et technologiques d'Aquitaine (CESTA) du CEA le développement de codes de calcul simulant le comportement d'emballages à la suite de sollicitations mécaniques ou thermiques. Conjointement avec TRANSNUBEL et avec le concours du DMT, l'IPSN a effectué une étude financée par la CEE sur le comportement de différents systèmes d'amortisseurs de chocs (1989) et une étude sur le développement d'un conteneur de type B de grandes dimensions destiné au transport de déchets de faible activité spécifique, essentiellement des objets contaminés issus du démantèlement des installations nucléaires (1987-1990).

Conjointement avec le *Bundesanstalt für Materialforschung und Prüfung* (BAM, Allemagne), le *Central Research Institute of Electric Power Industry* (CRIEPI, Japon), le *Sandia National Laboratory* (États-Unis) et l'*Atomic Energy Authority* (AEA, Royaume Uni), l'IPSN a réalisé une étude financée par la CEE sur le comportement de différents matériaux à basse température, en vue d'étudier les possibilités de rupture fragile (1990-1992).

Avec TRANSUBEL, le BAM, l'AEA et le concours du DMT, une étude théorique a été faite sur l'étanchéité des emballages dans les conditions de transport (1991-1992). Par ailleurs l'IPSN a coordonné la rédaction de la future norme ISO sur l'étanchéité des emballages et les normes pour son contrôle après la réalisation des tests réglementaires.

Enfin l'IPSN pilote le programme international TENERIFE sur le comportement thermique des emballages d' $UF_6$ . A la suite du naufrage du cargo MONT-LOUIS, qui transportait de l' $UF_6$  vers Riga pour le faire enrichir en Union soviétique, et à la demande de la délégation française, l'AIEA a engagé une action pour prendre en compte le risque chimique de cette matière (dégagement possible d'HF suite à un incendie). Ceci s'est concrétisé par la publication en 1991 d'un document technique qui prévoit notamment la tenue à un incendie d'une demi-heure à 800°C pour les emballages destinés au transport de l' $UF_6$ .

Dans la pratique cette nouvelle disposition concerne plus de 100 000 conteneurs utilisés dans le monde pour ces transports. La démonstration du bon comportement de ces conteneurs à l'incendie exige la disposition d'un modèle thermique spécifique et reconnu au plan international, qui n'existe pas à l'heure actuelle. L'IPSN a considéré que seul un programme d'essais à grande échelle était susceptible de répondre au problème posé et a initié dans ce but le programme TENERIFE.

Compte tenu de l'importance des expérimentations à effectuer, une collaboration a été recherchée par les partenaires les plus concernés par ces transports en France et au Japon. Le 24 octobre 1991 le *Central Research Institute of Electric Power Industry* (CRIEPI) du Japon et l'IPSN ont signé un accord qui prévoit le financement de 50% du coût total par chaque partie. Pour la France, le financement et le suivi sont assurés conjointement par l'IPSN et les industriels concernés (COGEMA, COMURHEX, EDF, EURODIF) avec une participation de la Commission des Communautés européennes.

La réalisation du programme TENERIFE, qui constitue l'élément principal du programme de recherche coordonné de l'AIEA sur ce sujet, est prévue dans l'installation GALAXIE à Cadarache. Cette installation, qui appartient à l'IPSN/DRS, a servi autrefois à des expérimentations à grande échelle sur les feux de sodium. Les essais du programme TENERIFE seront effectués dans des conditions voisines de celles que l'on peut rencontrer dans un accident de transport avec incendie.

Le conteneur, de mêmes diamètre et épaisseur que les conteneurs 48-Y en service, sera placé dans un four capable d'atteindre 1000°C, lui même enfermé dans une enceinte de confinement en acier à laquelle est associée une installation de récupération de l' $UF_6$  en cas d'accident en cours d'essai. L'ensemble sera contenu dans une enceinte de confinement en béton.

Un conteneur avec 4 tonnes d' $UF_6$  sera utilisé pour chaque essai à 800°C. Afin de suivre l'évolution des divers paramètres, il sera très instrumenté : jauges de contrainte et de pression, thermocouples... et couplé à un système de suivi et d'acquisition de mesures.

Le programme TENERIFE a débuté en 1991 et doit s'achever vers 1995. Son coût total est estimé à 18,2 MF auquel s'ajoute le coût du développement du code de modélisation estimé à 2,4 MF.

### 2.3.3 *Le suivi des études menées à l'étranger*

Il s'agit là d'une activité naturelle pour tout organisme de recherche, surtout lorsque sur certains sujets doivent être recherchées des coopérations internationales.

Ce sont les États-Unis qui réalisent le plus d'études dans le domaine des transports. Ils mettent au point les principaux codes de calcul qui sont souvent repris ensuite par les autres pays ou les institutions internationales. C'est le cas notamment du code RADTRAN qui permet d'évaluer les doses collectives associées à un transport ou les conséquences potentielles d'accidents. Ce code a été repris par l'AIEA sous le nom d'INTERTRAN. Après chaque accident ou incident majeur une étude est réalisée par la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) afin d'en tirer les principales leçons. Enfin les États-Unis développent un nombre important de modèles d'emballages et la NRC fait effectuer dans certains cas des tests spécifiques correspondant à des scénarios d'accidents plus sévères que ceux imposés par la réglementation.

En Europe, en dehors de la France, seuls l'Allemagne, la Belgique et le Royaume Uni ont des programmes d'études importants dans le domaine des transports. Certaines de ces études reçoivent un financement de la CEE (DG XVII Énergie) et en général l'IPSN y est associé.

En dehors de ce mode de financement les autorités compétentes allemande et britannique commanditent certaines études. Ainsi par exemple le GRS en Allemagne a réalisé une étude sur le transport des déchets vers le site de stockage de Konrad, au cours de laquelle GRS a notamment examiné le taux de relâchement de 11 modèles de colis pour 9 scénarios d'accidents (différents chocs, feux ou combinaisons des deux). Ces valeurs ont été reprises dans l'étude du CEPN sur le transport vers le centre de stockage de l'Aube et dans l'étude commune IPSN/CEPN/GRS sur le retour des déchets allemands de La Hague.

Par ailleurs GRS a développé un programme d'études du comportement des emballages de transport suite à une agression terroriste (utilisation d'explosifs et d'engins perforants) et d'évaluation des conséquences radiologiques sur l'environnement. Les essais ont été réalisés sur le centre militaire de Gramat (Lot) et ont coûté environ 7 MF sur deux ans.

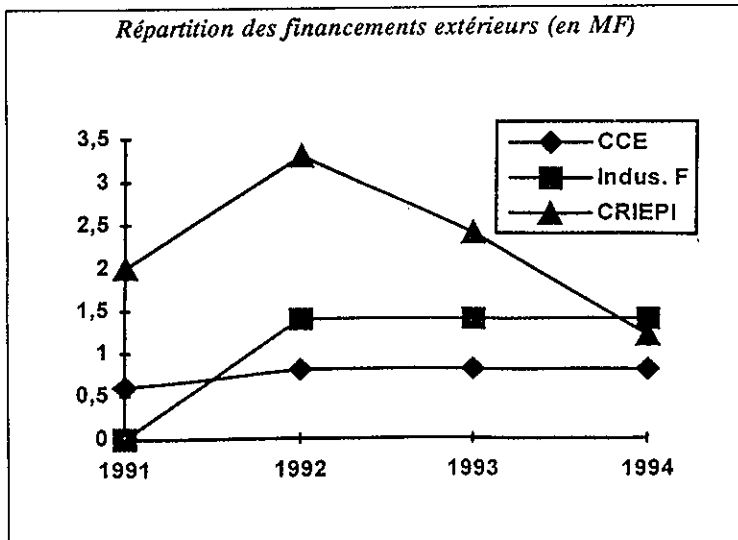
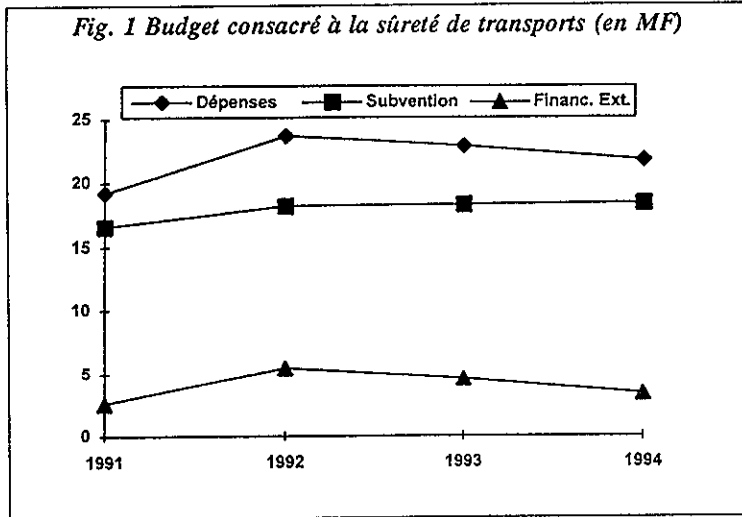
Le SRD britannique a réalisé différentes études sur le transport du plutonium par air, similaires à celles effectuées par l'IPSN. Le NRPB recense régulièrement les doses associées aux transports.



### 2.3.4 L'organisation et les moyens de l'IPSN consacrés à la sûreté des transports

Les moyens de l'IPSN, rassemblés au sein du Département de Sécurité des Matières radioactives (Service de Sécurité des Transports radioactifs), sont de 10 agents. L'IPSN sous-traite certains travaux de recherche à des unités du CEA ou à des organismes externes (moyens de calcul et d'expérimentation auprès de la Direction des Réacteurs nucléaires ou de la Direction des Applications militaires du CEA, études de risques ou de conséquences radiologiques avec le CEPN...).

L'effort financier consacré par l'IPSN aux activités liées à la sûreté des transports de matières radioactives ainsi que la répartition des financements extérieurs sont représentés ci-dessous pour les années 1991 à 1994. Il convient de noter que depuis 1989 la part du budget « Transport » de la CEE (DG XVII) allouée à l'IPSN varie entre 40% et 50%.



## 2.4 Les situations de crise

En vue de faciliter l'intervention en cas d'accident, un avis préalable doit être adressé au Ministère de l'Intérieur, Direction de la Sécurité civile au moins 3 jours avant l'expédition pour tout transport de colis ayant une activité supérieure à 3000.A<sub>2</sub> ou 20 000 curies. Dans cet avis sont précisés les dates et itinéraires prévus et la nature de l'envoi. Il est transmis aux autorités préfectorales concernées et éventuellement aux postes frontières.

En cas d'accident ; les premières dispositions doivent être prises par le chauffeur : délimitation de la zone accidentée, balisage... Il est donc indispensable que celui-ci ait les compétences nécessaires pour effectuer des gestes simples de protection radiologique. C'est l'un des buts fixés par la formation obligatoire que j'ai évoquée plus haut.

Le responsable de l'opération de transport doit avertir dans les délais les plus brefs l'autorité territoriale responsable (préfet, préfet maritime). Après avoir pris l'avis des organismes agissant en tant que soutien technique, cette autorité décide des mesures à mettre en oeuvre et éventuellement du déclenchement des plans d'intervention (ORSEC-RAD TRANSPORTS pour les transports terrestres et aériens, NUCMAR pour les accidents maritimes). Peuvent être sollicitées les 22 CIMR (Cellules Mobiles d'Intervention rapide), le SCPRI, les équipes du CEA (équipes légères ZIPE, équipes lourdes ZIDE). Des moyens plus légers sont employés si les conséquences de l'accident sont nulles ou minimes, ce qui a toujours été le cas jusqu'à présent.

Les équipes envoyées sur les lieux doivent connaître très rapidement la nature et les quantités de matières radioactives transportées. En principe ces informations doivent se trouver à bord du véhicule accidenté et sur les colis. Bien évidemment la nature de l'accident peut éventuellement empêcher les équipes de secours d'avoir accès à ces informations ; pour autant, si le transport était soumis à autorisation, une description précise de son contenu est disponible auprès des autorités compétentes...

Cependant, dans le cadre des dispositions concernant la protection physique des matières nucléaires présentées ci-dessous, il convient de signaler que tous les transports relatifs à ces matières font l'objet d'une déclaration préalable à l'IPSN.

## 2.5 La protection physique des matières nucléaires au service de la sûreté des transports

Le rapport annuel du Service de Protection et de Contrôle des Matières nucléaires, déposé sur le Bureau de l'Assemblée nationale, fournit la plupart des éléments des lignes qui suivent.

### 2.5.1 Une destination différente, qui concourt cependant à la sûreté du transport

La protection physique des matières nucléaires a un objectif fondamentalement différent des diverses réglementations relatives à la sûreté des transports. Elle y concourt pourtant, puisqu'elle a vocation à s'intéresser à la préparation et au déroulement des transports concernés. Avant d'insister sur les zones de recouvrement entre les deux réglementations, il convient toutefois de faire le point sur les zones de différenciation :

- la protection physique a pour objectif premier la prévention des pertes, disparitions, vols et détournement de matières nucléaires ;
- les matières nucléaires sont au nombre de six : uranium enrichi, plutonium, thorium, deutérium, tritium, lithium 6 ;
- la protection concerne aussi les installations nucléaires (protection contre les actes de malveillance) ;
- la protection est une partie seulement du contrôle des matières, qui comporte des mesures de suivi et de comptabilité, des mesures de confinement et de surveillance, des mesures de protection dans les installations et au cours des transports.

**Classement des matières nucléaires pour leur protection**  
(annexe au décret n°81-512 du 12 mai 1981)

MATIÈRE	ÉTAT	CATÉGORIES		
		I	II	III
Plutonium (a)	non irradié (b)	2 kg ou plus	moins de 2 kg mais plus de 400 g	400 g ou moins mais plus de 3 g
Uranium 235 (c)	non irradié (b) uranium enrichi à 20% ou plus en U <sub>235</sub> uranium enrichi à 10% ou plus, mais à moins de 20% en U <sub>235</sub> uranium enrichi à moins de 10% en U <sub>235</sub>	5 kg ou plus	moins de 5 kg mais plus de 1 kg 5 kg ou plus	1 kg ou moins, mais plus de 15 g moins de 5kg mais plus de 1 kg  5 kg ou plus
Uranium 233 (c)	non irradié (b)	2 kg ou plus	moins de 2 kg mais plus de 400 g	400g ou moins mais plus de 3 g
Uranium naturel	non irradié (b)			500 kg ou plus
Tritium		5 g ou plus	moins de 5 g mais plus de 2 g	
Lithium enrichi en lithium 6				1 kg ou plus de lithium 6 contenu
Combustibles irradiés	irradié (d)		Tous combustibles	

(a) tous isotopes du plutonium

(b) matières non irradiées dans un réacteur ou matières irradiées dans un réacteur délivrant un débit de dose absorbée dans l'air inférieur ou égal à 1 Gy/heure (100 rad/heure) à 1 mètre de distance sans écran

(c) les quantités d'uranium sont exprimées en U<sub>235</sub> ou U<sub>233</sub> contenu

(d) matières irradiées dans un réacteur délivrant un débit de dose absorbée dans l'air supérieur à 1 Gy/heure (100 rad/heure) à 1 mètre de distance sans écran

Les mesures de protection pendant le transport tendent à diminuer les risques d'accident sur la voie publique. C'est à ce titre surtout qu'elles concourent à la sûreté. Il

ne faut pas pour autant négliger un autre aspect : le suivi en temps réel de certaines catégories de transport concourt à une meilleure sécurité en cas d'accident puisque l'intervention des secours est facilitée.

### 2.5.2 Présentation sommaire de la loi du 25 juillet 1980

Le développement des utilisations de l'énergie nucléaire en France au cours de la décennie 1970 conduit à un accroissement des quantités de matières nucléaires en circulation et du nombre de leurs détenteurs. En cette période, le dispositif législatif et réglementaire en vigueur concerne surtout la protection de l'homme et de l'environnement contre les dangers résultant de leur détention, leur utilisation et leur transport. Il ne traite pas de la protection des matières elles-mêmes contre les actions de nature malveillante.

Par ailleurs le traité d'EURATOM institue un contrôle de sécurité mais il s'agit d'un contrôle de conformité applicable aux matières fissiles spéciales, qui vise à s'assurer que leurs utilisateurs ne les ont pas détournés de l'usage auquel ils les avaient destinés. Un tel contrôle, s'il est susceptible de détecter d'éventuels vols ou détournements, n'est pas apte à prévenir ceux-ci. Cette fonction est en effet de la seule responsabilité des États.

Enfin la France, bien que non partie prenante jusqu'à une date récente du Traité de non prolifération, a toujours affirmé son attachement à ne pas favoriser l'accès à l'arme nucléaire aux puissances qui n'en sont pas dotées.

C'est pour ces raisons et pour tenir compte de la Convention de l'AIEA sur la protection physique des matières nucléaires, qui était à l'époque en gestation, que s'est amorcée en 1979 la procédure parlementaire qui a conduit à l'adoption de la loi du 25 juillet 1980 sur la protection et le contrôle des matières nucléaires. L'article 6 de cette loi a été modifié par une loi du 30 juin 1989, qui le complète par de nouvelles dispositions répressives afin de mettre notre législation en conformité avec les termes de certains articles de la convention précitée, et qui autorise l'approbation de la convention.

Le dispositif de la loi est articulé autour de trois principes :

- *l'autorisation* : elle est requise au préalable pour quiconque veut exercer des activités d'importation, d'exportation, de détention, de transfert, d'utilisation et de transport de matières nucléaires ; une centaine d'autorisations sont actuellement en vigueur ;
- *le contrôle* : il porte tant que les aspects administratifs, techniques et comptables des activités autorisées que sur les mesures de nature à éviter les vols et les détournements de matières nucléaires ; il est exercé en premier lieu par l'exploitant, en second lieu par les pouvoirs publics, ces derniers disposant notamment à cet égard d'agents habilités par les autorités et assermentés ;
- *les sanctions* : certains agissements portant sur les matières nucléaires sont érigés en délit correctionnels assortis de sanctions pénales parfois lourdes ; au nombre des incriminations figurent en particulier la détention induue ou sans autorisation de matières nucléaires, l'obstacle à l'exercice du contrôle par les

pouvoirs publics ou encore le défaut de déclaration de disparition, de vol ou de détournement ; depuis le 30 juin 1989 la loi sanctionne également quiconque aura détenu, utilisé ou transporté hors du territoire national les matières nucléaires visées par la Convention AIEA sans y avoir été autorisé par les autorités étrangères compétentes.

L'autorité responsable est le Ministre de l'Industrie, ou par délégation le Haut Fonctionnaire de Défense. Il est assisté pour ces fonctions par le Service de Protection et de Contrôle des Matières nucléaires.

### *2.5.3 Les dispositions visant à la protection des transports*

Les conditions de délivrance des autorisations d'exercer une ou plusieurs des activités visées par la loi sont établies dans le décret d'application du 12 mai 1981 <sup>(18)</sup>. Celui du 10 février 1983 fixe les conditions d'assermentation des agents habilités à effectuer le contrôle de l'application des dispositions réglementaires.

L'arrêté du 26 mars 1982 est le texte de base régissant les transports de matières nucléaires : la première partie de ses dispositions s'applique à tous les mouvements, la seconde est spécifique aux transports routiers. Les arrêtés des 12 juin 1986, 31 juillet 1987 et 17 novembre 1988 traitent de dispositions spécifiques applicables respectivement aux transports ferroviaires, aériens et maritimes.

a. L'examen et le suivi des dossiers d'autorisation a pour vocation d'analyser et approuver les mesures qui doivent être prises par l'exploitant ou le transporteur pour respecter la réglementation. Ceux-ci sont amenés à prendre des engagements quant à la nature et la quantité maximale des matières nucléaires qu'ils comptent utiliser, détenir ou transporter, et quant aux mesures qu'ils mettent en œuvre pour assurer leur protection et leur contrôle.

Dans le cas particulier d'une autorisation visant l'activité de transport, le SPCMN établit en outre la liste des sous-traitants, portant agrément de ces derniers, auxquels le transporteur pourra recourir sous sa responsabilité pour les mouvements des matières les moins sensibles (combustibles irradiés et matières de catégorie III).

b. L'agrément des moyens de transport pour les catégories I et II est prévu à l'article 22 du décret du 12 mai 1981. Il est la reconnaissance officielle, à partir des pièces justificatives fournies par le transporteur, que le véhicule (camion, tracteur, semi-remorque...) ou le caisson qu'il présente est conforme aux exigences réglementaires.

Pour les matériels affectés au transport des matières sensibles non irradiées, la procédure est très stricte :

- le transporteur adresse au SPCMN un dossier préalable à la construction ;
- la construction doit répondre aux critères d'assurance qualité ; des vérifications sont effectuées en usine au cours des différents stades de la fabrication ;

---

<sup>18</sup> Un décret du 15 mai 1981 fixe des dispositions similaires dans le domaine de la Défense.

- la construction achevée, le transporteur communique au SPCMN un second dossier technique comprenant : le rappel des hypothèses prises en compte au stade de la conception du matériel ; les documents attestant de l'utilisation des matériaux et des équipements préassemblés prévus à l'origine et précisant leurs caractéristiques ainsi que leurs fournisseurs ; la liste des opérations successives de fabrication et de contrôle mentionnant, outre les contrôles effectués par le transporteur maître d'oeuvre, les actions de surveillance de la construction pratiquées par le SPCMN et/ou son appui technique ;
- la liste des procès-verbaux de contrôle des matériaux et des équipements précités ;
- les modifications apportées aux dispositions présentées à l'approbation du SPCMN préalablement à la fabrication et leur justification ;
- la fiche de pesée finale du matériel contrôlé.

c. Les déclarations préalables à l'opération de transport sont au nombre de deux. Un préavis de transport est adressé à l'Échelon Opérationnel des Transports (EOT) de l'IPSN (Département de Sécurité des Matières radioactives, Service de Sécurité des Transports radioactifs) quinze jours avant la date d'exécution prévue ; ce préavis doit être confirmé trois jours avant le départ ; une demande d'autorisation spéciale est présentée si le transport est international. Pour les transports aériens ou maritimes, un plan de transport doit être soumis à l'autorité compétente ; il est analysé par l'EOT pour approbation. Le transport par voie ferroviaire des matières non irradiées de catégorie I et II n'est pas autorisé.

Les autorités compétentes et l'EOT sont immédiatement alertés à la diligence du transporteur ou de son préposé en cas d'incident, d'accident ou d'événement susceptible de retarder ou de compromettre l'exécution du transport.

Un accord préalable doit être délivré par l'autorité compétente pour tous les transports des matières classées en catégories I ou II. Celle-ci peut modifier les conditions d'exécution du transport ou renforcer les mesures de protection, voire suspendre les mouvements, si des circonstances particulières l'exigent.

d. Le suivi opérationnel des transports est réalisé par l'EOT. Chaque équipe de quart de l'EOT (qui fonctionne en 2\*8) comporte un chef de quart et trois autres personnes.

Ce service est en liaison HF permanente avec le véhicule concerné (6 liaisons HF techniques et 1 liaison HF voix). Les liaisons HF techniques échangent 9 messages par minute avec le véhicule. D'ici deux ans environ devrait être mise en place une liaison par satellite.

L'EOT développe avec CISI des logiciels cartographiques puissants afin de permettre une meilleure réactivité sur le choix d'itinéraires de remplacement en cas de problème sur l'itinéraire initialement prévu. Les études menées à cet égard doivent être mises en perspective avec l'évolution des moyens de communication et localisation, dont la précision et la fiabilité ont fait des progrès significatifs ces dernières années.

Enfin l'EOT analyse les comptes rendus que les transporteurs lui adressent à l'issue de chaque exécution de transport afin d'en tirer les enseignements nécessaires.

e. Les inspections du SPCMN en cours de transport suivent un programme organisé par l'EOT, approuvé par l'autorité compétente. Les inspections sont toutes inopinées, et se réfèrent à un ensemble de critères concernant des thèmes très divers (par exemple : arrêts des véhicules, franchissement des frontières, transferts rail-route des combustibles irradiés, consignes à appliquer par les équipages en cas d'incident ou d'accident...).

Une cinquantaine d'inspections sont pratiquées chaque année. Chacune donne lieu à un rapport transmis par l'inspecteur au SPCMN. Celui-ci notifie ses conclusions, après analyse, au transporteur autorisé (même si le transport a été effectué par un sous-traitant), assorties de demandes de mesures correctives le cas échéant.

L'attention du SPCMN a été plus spécialement attirée ces dernières années par les mouvements de catégorie III qui *"effectués par voie routière n'étaient pas toujours exécutés avec la rigueur réglementaire souhaitable."* Ces défaillances à la réglementation constatées lors des contrôles portaient principalement sur les points suivants :

- dans un certain nombre de cas, pour les mouvements internationaux, les chauffeurs ne se présentaient pas à la Police de l'Air et des Frontières pour signaler leur passage ;
- dans d'autres cas les consignes que doivent appliquer les équipages en cas d'incident ou d'accident, notamment l'alerte des autorités, étaient inexistantes, inexactes ou rédigées dans des termes rendant malaisée leur compréhension par les équipages.

Il s'agit, on le voit, de manquements qui n'affectaient pas directement la sûreté des transports.

### 3. LES INCIDENTS ET ACCIDENTS DE TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES EN FRANCE

#### 3.1 Les statistiques d'incidents et d'accidents : chiffres et problèmes

Plus de 300 000 colis radioactifs étant transportés chaque année en France par route, fer, air ou mer, il est inévitable que ce trafic soit soumis à des incidents ou accidents de transport.

#### *Estimation du trafic annuel*

MODE DE TRANSPORT	VÉHICULES	DISTANCES	TRAFIC
route	10 000	500	5 millions
fer	1200	500	0,6 millions
air	1000	2000	2 millions
mer	300	5000	1,5 millions

Les trafics sont évalués en véhicules.kilomètres (véhicules routiers, wagons, avions, navires selon le cas)

Les statistiques d'accidents de transport de matières dangereuses indiquent que la probabilité d'occurrence d'un accident sévère (c'est-à-dire faisant l'objet d'un rapport par la force publique) est de 0,2 par million de véhicules.kilomètres par route, 0,05 par million de wagons.kilomètres, 1 par million de vols et 0,5 par milliard d'avions.kilomètres, 0,1 par million de bateaux.kilomètres. Il importe de signaler que la notion d'« accident sévère » est relative à une intervention *a posteriori* de la force publique, mais n'implique pas nécessairement que le colis soit endommagé.

Selon ces hypothèses on peut s'attendre théoriquement pour le trafic français à un accident sévère par an impliquant un transport de matières radioactives par route, un tous les trente ans par fer, moins d'un par siècle par air et un tous les huit ans par mer.

L'IPSN recense les incidents et accidents de transports de matières radioactives en France. Il s'agit de l'ensemble des faits ayant perturbé un transport, que la matière ait été ou non impliquée dans l'événement. Depuis 1975 on observe une dizaine d'événements en moyenne chaque année, avec une sensible diminution ces dernières années. Le plus souvent il s'agit d'accidents de la circulation. Dans près de la moitié des cas le colis n'a pas été endommagé ; dans un cas sur cinq environ il a subi un dommage superficiel (carton d'emballage déchiré, boîte déformée sans perte d'étanchéité...). On note également des disparitions temporaires ou non de colis de radio-isotopes.

En moyenne moins d'un événement par an a ou aurait pu avoir des conséquences significatives. Cette valeur est cohérente avec celle fournie statistiquement, qui indique en moyenne un peu plus d'un événement grave par an.

Il importe de rappeler ici les limites de l'accidentologie statistique. Les chiffres et évaluations dépendent très largement de la précision avec laquelle sont définies les cohortes d'événements étudiés. La question est donc particulièrement sensible dans deux domaines : le suivi sur longue période d'événements de nature donnée ; la comparaison de données internationales.

Des paramètres aussi triviaux que la nature des informations recueillies et archivées par les autorités responsables, les critères utilisés pour définir une situation accidentelle ou incidentelle, la permanence ou la disparition de structures chargées de collecter et traiter certains types d'information, dont les informations accidentologiques... ont une influence capitale sur les chiffres donnés. Lors d'une visite dans les locaux du Service de Sécurité des Transports radioactifs à l'IPSN le 8 décembre 1993, il m'a ainsi été présenté quelques statistiques relatives aux accidents de transports aériens dans le monde, dont les résultats donnaient des probabilités d'accident variant dans un facteur 3 à 4 suite au changement de la personne responsable de la saisie de l'information à l'OACI. La définition de l'*accident* s'était transformée : de « appareil détruit ou un mort au moins », on était passé à « appareil endommagé ou un blessé au moins »...

Dans ce domaine - comme dans de multiples autres d'ailleurs - il importe de ne pas être victime d'un fétichisme du nombre qui ne peut conduire, sous l'aspect rassurant de la rationalité scientifique, qu'à des approximations pernicieuses d'une réalité difficilement perceptible et mesurable.



## 3.2 Quelques exemples d'accidents ou incidents en France

### 3.2.1 *L'accident de Montpellier (21 septembre 1983)*

Il s'agit d'une collision entre un train et un tracteur à bagages qui traversait la voie ferrée en gare de Montpellier. Les bagages contenaient des colis radioactifs de type A expédiés par ORIS : 7 boîtes en carton contenant divers radioéléments et 2 fûts contenant chacun un générateur de technétium de type ÉLUMATIC, le tout d'une activité totale « commerciale » de 15 milliards de becquerels (30 milliards de becquerels au départ de Saclay).

Grâce à leur faible masse les boîtes en carton n'ont subi que peu de dommages et n'ont donné lieu à aucune dispersion de matière radioactive. En revanche deux colonnes chromatographiques contenant du molybdène 99 ont été expulsées des colis et l'une d'elle, en se brisant, a contaminé la cabine de la motrice et le ballast de la voie ferrée.

Les opérations de contrôle de la contamination ont porté sur 291 personnes : 19 ont accusé une réaction positive, qui ne s'est pas révélée significative. La contamination qui est résultée de l'accident n'a pas été alarmante du fait des faibles quantités transportées et de la courte période radioactive des radioéléments.

Les moyens de décontamination mis en oeuvre ont été importants : deux voies ferrées ont été neutralisées pendant une journée et la motrice a fait l'objet d'une décontamination spécifique.

Cet incident a suscité une réflexion conjointe entre ORIS et l'IPSN sur la sûreté du transport des colis de type A, étayée par une étude du comportement des colis des générateurs de technétium et des colis radiopharmaceutiques. Ces études n'ont pas montré la nécessité de modifier la conception des colis, la sûreté en cas d'accident étant avant tout assurée par la limitation de l'activité transportée. Une étude menée en parallèle sur la sûreté du transport de générateurs de technétium dans le tunnel du Mont-Blanc a abouti à la même conclusion.

### 3.2.2 *L'accident du MONT-LOUIS (25 août 1984)*

Le 25 août 1984, à 15 km au large d'Ostende, le cargo français MONT-LOUIS appartenant à la CGM coulait après avoir été abordé par un transbordeur. Reposant par 15 mètres de fond à marée basse sur un banc de sable, le navire contenait notamment 30 conteneurs industriels de modèle 48-Y renfermant au total 350 tonnes d'hexafluorure d'uranium d'enrichissement inférieur à 1% en  $U_{235}$ , appartenant à COGEMA et COMURHEX. Compte tenu de la nature de la cargaison, la décision fut prise de procéder le plus rapidement possible au repêchage des conteneurs d' $UF_6$  afin de récupérer la matière. La récupération de l'ensemble des 30 conteneurs s'est déroulée dans des conditions difficiles à cause d'une situation météorologique défavorable. Les conteneurs se sont révélés tous étanches à l'exception d'un seul dont la vanne avait été déformée, entraînant une entrée d'eau d'environ 50 litres.

A la suite de cet accident l'AIEA a recommandé de tenir compte à la fois des risques chimiques (dégagement possible d'HF) et radioactifs de cette matière. Par

ailleurs de nouveaux protège-vannes et capots amortisseurs de chocs ont été mis au point pour ces emballages et des études sur l'arrimage ont été menées par l'IPSN et TRANSNUBEL.

Enfin un conteneur enveloppe, dont le rôle essentiel est d'assurer le confinement de la matière en cas de fuite accidentelle sur un conteneur d' $UF_6$  a été acquis par l'établissement de COGEMA à Pierrelatte en septembre 1985. Ce conteneur, de conception identique à celui acheminé sur le lieu du naufrage du MONT-LOUIS, pourra être utilisé pour tous les emballages de transport d'hexafluorure d'uranium actuellement en usage dans l'industrie nucléaire française.

### 3.2.3 La perte d'une source de cobalt (1985)

En gare de Dijon, en mars 1985, une source radioactive scellée de près de 2 milliards de becquerels de cobalt 60 a été retrouvée avec l'aide du Centre d'Études de Valduc, en dehors de son emballage, dans un camion du SERNAM. Il est apparu que cet incident résultait directement de manquements à la réglementation relative au transport des matières radioactives :

- le sceau de sécurité réglementaire n'avait pas été apposé sur l'emballage ;
- la déclaration d'expédition n'avait pas été établie ;
- l'étiquette « Radioactive » semble n'avoir pas été collée sur le conteneur (ce point n'a pu être établi clairement) ;

Ces manquements sont de la responsabilité de l'expéditeur. Celui-ci s'est engagé auprès des représentants de l'IPSN, agissant à titre d'appui technique du Ministère chargé des Transports, à respecter dorénavant la réglementation relative au transport des matières radioactives dans son intégralité.

En outre, selon l'IPSN, *"la responsabilité du SERNAM, filiale de la SNCF, ne peut être totalement exclue. En effet, même en l'absence d'étiquetage du colis et de la déclaration d'expédition, ce service a été informé de la nature radioactive du colis, l'expéditeur étant tenu de remplir un bordereau d'expédition mentionnant la nature du colis. En conséquence le SERNAM aurait dû refuser la prise en charge du colis en question. Par ailleurs, contrairement aux dispositions du RTMD, il ressort que l'alerte à la gendarmerie n'a pas été donnée sans délai après la découverte qu'un emballage contenant des matières radioactives avait été renversé et ouvert dans le camion du SERNAM."*

### 3.2.4 Incident à l'aéroport de Roissy (2 février 1987)

A la suite d'une fausse manoeuvre pour son chargement sur un avion cargo mixte, un irradiateur IBL 600 contenant  $3,6.10^{15}$  Bq de cobalt 60 fait une chute d'environ 50 cm sur la piste. L'irradiateur devait être expédié par ORIS-INDUSTRIE vers la Zambie.

Seule la jupe extérieure, qui empêche le contact manuel de la paroi de l'emballage, est endommagée ; un premier contrôle de débit d'équivalent de dose ne révèle aucune

anomalie. Les vérifications effectuées le lendemain par le SCPRI et le SPR/Saclay confirment qu'il n'y a pas de perte d'intégrité de la protection biologique.

L'irradiateur est alors renvoyé à l'ORIS, qui vérifie le bon état de la mécanique de mise en service des sources, répare la jupe endommagée et réexpédie quelques jours plus tard l'appareil vers la Zambie.

L'ORIS a instauré depuis un système de permanence et d'astreinte, en liaison avec les systèmes existants, permettant à tout transporteur ou service de sécurité de joindre à bref délai un agent ORIS capable d'informer et conseiller en cas d'incident et de déclencher en tant que de besoin un plan d'action approprié.

### *3.2.5 L'incident sur l'emballage SV 27 (19 mars 1987)*

A Saclay, au cours d'un contrôle de réception avant le chargement d'un emballage SV 27, il a été décelé au réacteur OSIRIS une anomalie identique à celle qui avait conduit le 30 mars 1982 à une sortie partielle de la source (aiguille d'iridium 192). Cette anomalie de montage fait correspondre la position ouverte du barillet avec l'indication « fermé » de la manivelle de commande du barillet. Il s'agit en fait d'un montage défectueux de la manivelle, celle-ci pouvant occuper quatre positions sur le carré de manoeuvre.

Cet emballage, utilisé au Centre d'Études Nucléaires de Grenoble sur le réacteur SILOE, avait été restitué à ORIS sans avoir subi les modifications conformes aux dispositions prises par cette société à la suite des recommandations de la Commission de Sécurité des Transports.

En effet, ORIS avait mis en place en 1982 un système de détrompage, interdisant tout montage incorrect de la manivelle de commande du barillet. L'ensemble de son parc d'emballages avait été révisé, à l'exception de celui utilisé à Grenoble, contrairement à la demande effectuée par ORIS. Cette société ne s'étant pas assurée de l'exécution de la modification demandée et n'ayant pas contrôlé l'emballage à son retour à Saclay, l'emballage incriminé n'était donc pas conforme au certificat d'agrément, contrairement aux déclarations de la société au moment de la demande de prorogation du certificat d'agrément.

Afin d'éviter le renouvellement de ce type d'anomalie, ORIS a mis en place une procédure de maintenance des emballages, en associant à chaque emballage une fiche suiveuse et une fiche de contrôle détaillant les caractéristiques d'entretien spécifiques. Ces documents permettent de consigner les modifications des emballages pour chaque modèle utilisé et reflètent ainsi l'évolution des certificats d'agrément.

### *3.2.6 L'accident de circulation de Lailly en Val (15 juin 1987)*

Un accident de circulation a eu lieu sur une route départementale impliquant un transport d'éléments combustibles irradiés venant de la centrale de Saint-Laurent A et se dirigeant vers la gare de La Ferté-Saint Aubin. L'emballage était de type B et avait une masse d'environ 60 tonnes dont 5 tonnes de combustible. La responsabilité du transport était assurée par la COGEMA.

Pour laisser passer une voiture qui doublait son camion, le chauffeur a fait une manoeuvre qui a légèrement déporté la remorque sur le côté et celle-ci a basculé vers le fossé. L'emballage, qui était simplement posé et maintenu par des cornières-guides sur le plateau de la remorque, a basculé et est tombé dans le fossé, s'enfonçant de plus d'un mètre dans la terre.

Les interventions des divers services ont permis de maîtriser la situation dès les premiers instants et de façon continue. La gendarmerie, renforcée d'éléments de l'armée, a assuré le bouclage et la sécurité du chantier. La CMIR du Service départemental d'Incendie et de Secours a effectué des mesures radiologiques permettant de vérifier l'absence de risque d'exposition et de contamination. L'installation par les pompiers d'un PC mobile muni de moyens radio et équipé de lignes téléphoniques par les PTT a assuré la continuité des liaisons avec les diverses autorités concernées. Les personnels du CEA, de l'IPSN et d'EDF dépêchés sur les lieux pouvaient à tout instant, en liaison avec le directeur de la centrale de Saint-Laurent, faire intervenir tout moyen spécifique qu'aurait exigé la situation.

Toutefois les moyens techniques, diligentés par la COGEMA, n'ont pu être acheminés qu'après d'importants délais liés à la nature même des matériels de levage et de terrassement ; en particulier la grue venant de Limoges est arrivée près de 30 heures après l'accident. Une fois sur place leur mise en oeuvre a permis de résoudre rapidement les difficultés.

Cet accident de la circulation sans conséquences radiologiques a été spectaculaire par l'importance du matériel concerné : convoi exceptionnel, remorque de grande dimension, colis de 60 tonnes, mise en place d'une grue automobile de 350 tonnes.

### *3.2.7 L'exposition d'un réceptionniste (23 juillet 1990)*

En juillet 1990 la filiale américaine de CIS-BIO INTERNATIONAL (ORIS) reçoit une source d'iode 131 contenue dans un flacon brisé. S'en étant aperçu dès avant d'avoir ouvert le colis, elle le renvoie à Saclay sans prévenir le destinataire.

Le 23 juillet le réceptionniste de Saclay ouvre ce colis sans précaution particulière et reçoit une dose de l'ordre de 0,6 mSv à la thyroïde.

Depuis le service « retour clients » a été réorganisé de manière à considérer *a priori* tout colis comme suspect.

### *3.2.8 Autres incidents liés directement ou indirectement au transport*

En 1990, dans le port de Cherbourg, au moment d'une rupture de charge, alors que le colis de combustible irradié quittait un navire pour être chargé sur un wagon, l'une des deux chaînes auxquelles était suspendu le colis a cédé. Le colis s'est retrouvé dans une position oblique, heurtant le pont du navire. Il a fallu 6 heures pour le remettre à l'horizontale et le charger sur son wagon. Cet incident n'a eu aucune conséquence matérielle ni radiologique. La COGEMA est en train de réaliser sur le port de Cherbourg un engin de levage spécifique à ses besoins, qui devrait entrer en activité au printemps 1994.

En 1984 est arrivé à La Hague un colis de combustible usé de la filière graphite-gaz en provenance de Bugey. Suite à l'altération d'une des gaines en magnésium, l'emballage a été déchargé en piscine selon les procédures spéciales adaptées, et les oxydes d'uranium formés ont été récupérés en fond de colis et traités dans l'usine de La Hague. Il est à noter que le colis a rempli son office puisque aucune perte de matière n'a eu lieu sur la voie publique.

Enfin il convient de noter l'incident provoqué par la contamination externe d'un colis de combustible usagé par du cobalt au départ d'une centrale, décelée à La Hague seulement. Cet incident concerne à l'évidence la qualité des opérations préalables au transport plutôt que le transport lui-même.

### **3.3 L'expérience française comparée à celle de ses partenaires**

De façon générale le bilan de la sûreté des transports de matières radioactives dans le monde présente des performances tout à fait satisfaisantes.

L'expérience acquise aux États-Unis est la plus significative car elle concerne un nombre de colis transporté environ sept fois supérieur à celui transporté dans des pays comme la France ou la Grande Bretagne. Entre 1971 et 1981 il y a eu 125 accidents mettant en cause des matières radioactives : 108 sur route, 9 sur voie ferrée, 8 accidents aériens. Ils ont mis en cause environ 1200 colis, dont 860 de type industriel, 280 de type A, 50 de type B sans qu'il y ait eu à déplorer de conséquences pour le public.

Il convient de noter que cette appréciation des conséquences pour le public ne préjuge pas d'éventuels rejets de matières hors des colis. Aucun relâchement de substance n'a cependant été constaté à partir des colis de type B.

Par ailleurs l'examen des accidents ayant mis en cause des matières radioactives pendant la décennie 80 dans les États membres de la Communauté européenne montre que ce ne sont pas les accidents de trafic qui ont posé problème, mais plutôt les incidents dont la cause principale est liée à une qualité insuffisante pour : la connaissance de la réglementation, la préparation des colis, l'arrimage des colis à bord des véhicules, la prévention des disparitions (des vols quelquefois). Ces incidents ont généralement concerné des petits colis tels que les colis exceptés ou les colis de type A.

## **C. QUELQUES QUESTIONS D'IMPORTANCE POUR L'AVENIR DE LA SURETE DES TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES**

### **1. LA PERTINENCE CONTESTEE DES EPREUVES-TEST IMPOSEES PAR LE REGLEMENT AIEA**

Nous l'avons vu, l'encadrement réglementaire de la sûreté procurée par les colis de matières radioactives repose - principalement mais pas exclusivement - sur une série d'épreuves, différentes en fonction des types de colis à caractériser, et plus ou moins

sévères. Ces épreuves sont censées simuler des conditions incidentelles ou accidentelles selon le cas. Elles ont donc vocation à procurer une « image expérimentale » des sollicitations diverses auxquelles est susceptible d'être soumis le colis lors de sa vie utile.

La validité de la réglementation repose à l'évidence pour une part sur la représentativité des dommages infligés aux colis par les épreuves de l'AIEA.

Cette représentativité est contestée par plusieurs organisations écologistes, au premier rang desquelles GREENPEACE INTERNATIONAL. Les contestations peuvent prendre la forme d'études commandées pour l'occasion et diffusées vers le public, ou de débats menés au sein d'institutions où ces organisations disposent d'une représentation.

### 1.1 Les transports maritimes sur la sellette

Mis à part le transport aérien, évoqué plus bas, c'est surtout sur le transport maritime que sont focalisées les interventions des écologistes. Il est certain qu'une remise en cause de certains transports maritimes provoquerait de très importantes perturbations pour l'industrie nucléaire française, ou européenne en général.

#### 1.1.1 La participation de GREENPEACE INTERNATIONAL aux travaux de l'OMI

L'Organisation maritime Internationale <sup>(19)</sup> doit le jour à une convention adoptée en 1948 par l'ONU et entrée en vigueur en 1958, qui crée le premier organisme international traitant exclusivement des questions maritimes. L'OMI rassemble environ 130 États membres.

Institution à vocation technique dont l'organe directeur est l'Assemblée, l'essentiel de ses travaux est effectué par des comités et des sous-comités :

- le Comité de la Sécurité maritime est le plus ancien ; il est assisté de plusieurs sous-comités : sécurité de la navigation, radiocommunication, engins de sauvetage, normes de formation et de veille, transport de marchandises dangereuses, conception et équipement du navire, prévention de l'incendie, stabilité et lignes de charge et sécurité des navires de pêche, conteneurs et cargaisons, produits chimiques en vrac ;
- le Comité de la Protection du milieu marin a été créé par l'Assemblée en novembre 1973 ; il est chargé de coordonner les activités de l'Organisation dans le domaine de la prévention de la pollution du milieu marin par les navires et de la lutte contre celle-ci ; le sous-comité des produits chimiques en vrac relève du CPMM pour les aspects de ses travaux qui concernent la pollution ;
- le Comité juridique a été constitué à l'origine pour traiter des problèmes juridiques soulevés par l'accident du TORREY CANYON ; il est devenu ensuite comité permanent, chargé d'examiner toutes questions juridiques qui relèvent de la compétence de l'Organisation ;

---

<sup>19</sup> Dénommée Organisation intergouvernementale consultative de la Navigation maritime jusqu'en 1982.

- le Comité de la Coopération technique est chargé de coordonner les activités de l'Organisation eu égard à l'assistance technique qu'elle fournit dans les domaines maritimes aux pays en développement en particulier ;
- le Comité de la simplification des formalités, constitué par le Conseil <sup>(20)</sup>, est chargé de mener à bien les activités de l'OMI destinées à faciliter le trafic maritime international ; celles-ci tendent à réduire les formalités et à simplifier les documents requis pour l'entrée des navires dans des ports ou d'autres terminaux ou pour la sortie des navires.

L'OMI a conclu des accords officiels avec plus de trente organisations gouvernementales et a accordé le statut consultatif à plus d'une quarantaine d'organisations internationales non gouvernementales, lesquelles peuvent ainsi participer aux travaux des différents organes en qualité d'observateurs.

Ces organisations, qui présentent un large éventail d'intérêts maritimes, juridiques et environnementaux, apportent leur contribution aux travaux des divers organes de l'OMI en soumettant des documents, en fournissant des renseignements ou des conseils techniques et en participant activement aux débats. Toutefois aucune de ces organisations n'a le droit de vote au sein d'un quelconque comité ou d'une quelconque conférence.

C'est à ce titre que GREENPEACE INTERNATIONAL participe aux travaux de l'OMI et a développé un argumentaire tendant à *"exiger l'interdiction immédiate du transport par mer de CNI <sup>(21)</sup>, de plutonium et de déchets nucléaires fortement radioactifs."* GREENPEACE estimait en effet que *"en tant que Comité chargé des questions relatives à la sécurité en mer, le CSM est à même d'exiger que ce transport soit interdit en attendant la promulgation de nouvelles normes et la mise à l'essai appropriée de tous les conteneurs de type B conformément à ces nouvelles normes."*

*"Étant donné que l'AIEA n'a pas été capable ou désireuse d'adopter de nouvelles recommandations sur la conception et la mise à l'essai des conteneurs de type B, GREENPEACE estime que le CSM et l'OMI devraient élaborer de telles recommandations."*

### 1.1.2 L'argumentaire de GREENPEACE INTERNATIONAL

Un exposé complet de cet argumentaire peut être trouvé dans le document MSC 61/16/4 présenté par GREENPEACE INTERNATIONAL le 11 septembre 1992 lors de la 61<sup>ème</sup> session du Comité de la Sécurité maritime de l'OMI, document duquel sont extraites les citations ci-dessus. Il importe d'en donner ici la teneur essentielle.

Les principaux documents techniques ou administratifs sur lesquels s'appuie GREENPEACE sont énumérés en annexe à son document. Il s'agit essentiellement de textes émanant du Département de l'Énergie, du *General Accounting Office* et du *US Congressional Research Service* américains, de mémoires présentés lors d'un procès, d'un rapport commandé par GREENPEACE au cabinet britannique JOHN LARGE &

<sup>20</sup> Le Conseil est l'organe directeur, entre les sessions de l'Assemblée. Il est composé de 32 États membres.

<sup>21</sup> Combustible nucléaire irradié, abréviation utilisée par l'OMI et GREENPEACE (INF, *Irradiated Nuclear Fuel* dans les versions anglaises).

ASSOCIATES, de documents et lettres émanant de l'AIEA, d'une expertise effectuée par le cabinet américain ECO ENGINEERING Inc., d'un rapport du CEPN pour l'IPSN...

a. GREENPEACE estime tout d'abord qu'il est indispensable de ne pas dissocier le cas du combustible irradié (CNI) de ceux du plutonium et des "déchets nucléaires fortement radioactifs". Il faut vraisemblablement entendre par là les déchets vitrifiés issus du retraitement. En effet "les normes applicables au CNI en matière d'emballage et de transport intéressent également le transport de plutonium et des déchets fortement radioactifs. Le CNI, le plutonium et les déchets fortement radioactifs sont tous transportés dans les mêmes conteneurs peu satisfaisants qui ont été conçus et mis à l'essai conformément aux recommandations de l'Agence internationale de l'Énergie atomique (AIEA). D'après les études effectuées par des organismes gouvernementaux, parlements et bureaux d'étude indépendants, ces conteneurs du « type B » n'ont pas été conçus et mis à l'essai selon des critères qui permettent de garantir de manière satisfaisante la résistance des colis en cas d'accidents maritimes graves."

"De plus, comme le CNI a été transporté à bord d'un éventail inexplicable de navires, depuis des navires pour marchandises diverses jusqu'à des navires de charge « spécialement conçus » et construits, en passant par des transbordeurs rouliers, les antécédents en matière d'exploitation laissent supposer que l'on transportera aussi le plutonium et les déchets nucléaires fortement radioactifs sans se préoccuper ni tenir compte de la classe ou du type de navire."

GREENPEACE détaille ensuite les trois arguments qui vont être développés :

"2.6.1 La mise à l'essai des colis utilisés pour transporter le CNI, le plutonium et les déchets nucléaires fortement radioactifs ne permet pas de garantir de manière satisfaisante la résistance des colis lorsqu'ils sont exposés aux effets d'un incendie de grande envergure, de chocs et de l'immersion qui résultent d'accidents maritimes graves."

"2.6.2 Pour transporter du CNI, du plutonium et des déchets nucléaires fortement radioactifs, on a utilisé par le passé, et il est prévu d'utiliser à l'avenir, toute une série de navires différents et cela sans tenir dûment compte de la sûreté et de la sécurité."

"2.6.3 Par ailleurs, aucun régime international de responsabilité ne protège de manière satisfaisante l'État et les personnes victimes d'accidents résultant du transport des matières nucléaires."

"2.6.4 Malgré ces lacunes aux répercussions catastrophiques, le transport par mer de ces matières devrait en principe augmenter de manière impressionnante, en ampleur et en volume, dans l'avenir immédiat."

b. GREENPEACE dresse ensuite un tableau décrivant le "caractère mondial du transport de CNI, de plutonium et de déchets nucléaires fortement radioactifs". Pour le combustible nucléaire irradié, un panorama est établi des mers fréquemment traversées en insistant sur les "voies de circulation à forte densité de trafic, telles que la Manche, le passage de Mona, le canal de Panama et le canal de Suez et les détroits de Gibraltar et



de Malacca." Sont évoqués les mouvements entre le Japon et l'Europe (France et Grande Bretagne), les mouvements intra-européens, les mouvements de combustibles sortis des réacteurs de recherche, qui convergent du monde entier vers les États-Unis, la France ou la Grande Bretagne, ainsi que les mouvements relatifs aux pays d'Europe orientale.

Pour le plutonium, *"peu de renseignements sont mis à la disposition du public au sujet du transport maritime de plutonium en raison de la crainte du tollé général que susciterait ce type de transport et des énormes risques qu'il présente sur le plan de la sécurité et de la sûreté."* GREENPEACE évoque alors le premier rapatriement de plutonium japonais depuis La Hague, en 1984, puis les prévisions de nouveaux transports vers le Japon, ainsi que les mouvements prévisibles entre les différents pays européens. Enfin sont mentionnés *"des pourparlers [...] entre la Grande Bretagne et la France et des pays de l'Asie au sujet de la conclusion éventuelle de contrats concernant la séparation du plutonium de combustible irradié"* qui génèreraient à terme des transports de plutonium de l'Europe vers l'Asie.

Les futurs mouvements de déchets fortement radioactifs sont également présentés.

c. Vient suite le chapitre central de la démonstration, sous le titre : *"4. Le CNI, le plutonium et les déchets fortement radioactifs sont transportés conformément à des normes de sécurité inadéquates"*.

Dans un premier temps GREENPEACE s'attache à démontrer le caractère inadéquat des *"critères"*, *"recommandations"* et *"épreuves"* servant à concevoir et tester les colis :

1/ les épreuves thermiques de l'AIEA. GREENPEACE présente tout d'abord l'épreuve thermique de l'AIEA, qui *"prescrit de mettre à l'essai uniquement des échantillons de fûts et de vérifier qu'ils peuvent résister à un incendie d'une durée de 30 minutes à des températures allant jusqu'à 800°C"*. *"Or, dit GREENPEACE, dans un document qu'elle a présenté au CSM, l'AIEA dit elle-même que d'après les statistiques d'accidents dus au feu, les incendies en mer durent, en moyenne, plus de 20 heures. De plus, une température de 1000°C est considérée comme une norme type pour des incendies d'hydrocarbures survenant à bord de navires."*

GREENPEACE réfute ensuite la défense présentée par l'AIEA, qui consiste à dire que les statistiques prennent en compte tous les navires, tels que les pétroliers ou les navires chargés en vrac de matières combustibles tels que du coton. *"Cet argument fait étrangement abstraction des scénarios du « cas le plus grave » ou de l' « accident le plus grave prévisible », qui sont utilisés par les organismes du monde entier. Les navires n'ont pas besoin de transporter eux-mêmes des tonnes de pétrole, de produits chimiques ou de coton pour être victimes d'accidents ou d'abordages isolés pouvant entraîner des incendies très intenses et de longue durée."*

GREENPEACE note que la réglementation n'impose pas de séparer les combustibles irradiés des autres matières dangereuses (*"cargaisons inflammables et cargaisons potentiellement dangereuses"*). Ensuite tout navire, même affecté au seul transport de CNI, emmène dans ses soutes *"suffisamment de combustible liquide pour entretenir des incendies d'une charge calorifique dépassant les critères d'essai de l'AIEA [...]"*.

2/ les épreuves de chute de l'AIEA. "L'AIEA exige uniquement que les fûts soient lâchés d'une hauteur de 9 mètres sur une surface plane rigide et d'une hauteur de 1 mètre sur une barre d'acier de 15 cm de diamètre." Même si GREENPEACE doute manifestement que ces conditions soient aptes à garantir de tout risque en cas de simple accident de manutention lors des ruptures de charges navire-terre, l'organisation préfère insister sur les "conditions extrêmes dépassant les critères d'essai", qui pourraient se produire lors des abordages. Il est alors fait référence au rapport d'une étude que GREENPEACE et le *Nuclear Control Institute* ont confiée à la société ECO ENGINEERING située à Annapolis (Maryland, États-Unis) : "cette société a indiqué que « l'énergie cinétique déployée par un navire ayant un déplacement de 5000 tonnes fortes et une vitesse de 15 noeuds était égale à environ 250 millions de pieds-livres, ce qui équivaut en gros à lâcher un fût pesant 2,5 tonnes fortes d'une hauteur verticale de 2000 pieds »". En unités du système international de mesure, l'énergie cinétique correspondante est 340 millions de joules environ <sup>(22)</sup> et la hauteur de chute 610 mètres environ.

J'ignore ce que signifie l'expression *tonne forte*, mais il convient de rappeler que la tonne anglaise équivaut à 1016,06 kg alors que la tonne canadienne ou américaine équivaut à 907,20 kg ; ces pays emploient l'expression *metric ton* lorsqu'ils veulent signifier une masse de 1000 kg. Peut-être faut-il donc entendre par *tonne forte* la tonne anglaise, soit 1016,06 kg... Il faut remarquer toutefois que la différence relative entre la tonne forte et la tonne du système international est suffisamment faible (à peine plus de 1%) pour avoir une influence négligeable sur les calculs effectués.

Greenpeace évoque ensuite pour le transport du plutonium les risques de criticité dus à la possibilité d'écrasement d'un colis : "D'après les conclusions d'une étude effectuée en 1981 pour l'industrie nucléaire et le Gouvernement de la France, un accident survenant au cours du transport par camion de plutonium pourrait provoquer une compression des conteneurs et de ce fait la criticité du plutonium."

"Étant donné que la pression et l'énergie thermique qui résultent d'un abordage, d'un incendie et d'une immersion éventuelle seront probablement beaucoup plus importantes que dans le cas d'un accident de transport par route, il faut tenir compte du risque de criticité."

3/ les épreuves d'immersion de l'AIEA. La démonstration de GREENPEACE est ici beaucoup plus simple : "Les épreuves d'immersion de l'AIEA présentent des lacunes analogues. Les épreuves de l'AIEA consistent à immerger des fûts à une profondeur de 15 mètres pendant une période pouvant aller jusqu'à huit heures ; or ces valeurs ne sont guère comparables aux profondeurs et aux périodes d'immersion des cargaisons en cas d'accident en mer."

4/ la contestation implicite des critères de conception et d'essai de l'AIEA par certains États. Même les autorités des États nucléarisés apportent un soutien, peut-être involontaire, en tout cas inespéré, à l'association. Elle rappelle qu'en 1987, après avoir été informé que le Japon envisageait d'expédier du plutonium au-dessus de l'espace

---

<sup>22</sup> 1 pied = 0,3048 mètre, 1 livre = 0,453 kg et l'accélération de la pesanteur au niveau de la mer vaut environ 9,8 m.s<sup>-2</sup>.

aérien américain, le Congrès des États-Unis a adopté une loi interdisant de telles expéditions, sauf à démontrer que les conteneurs étaient capables de résister aux conditions prévalant dans le cas le plus grave d'un accident d'aviation, à savoir une chute à partir de l'altitude et la vitesse de croisière. Elle rappelle également d'autres prises de position d'institutions américaines ou étrangères.

Dans un deuxième temps GREENPEACE s'attache à montrer que *"le CNI, le plutonium et les déchets fortement radioactifs sont transportés à bord de tout un éventail de navires, au mépris des normes de sécurité et de sûreté."*

*"L'AIEA ayant déclaré que ses colis de type B garantissent la sécurité quel que soit le mode de transport, des pays et des sociétés industrielles ont choisi de transporter ces matières nucléaires à bord de divers types de navires, depuis les navires pour marchandises sèches diverses jusqu'aux transbordeurs à passagers/cargaisons en passant par les navires désignés comme « spécialement conçus » pour le transport de combustible nucléaire irradié."*

Suit alors une description de certaines utilisations de navires nommément désignés, avec parfois l'évocation d'accidents ou d'incidents d'ailleurs pas nécessairement survenus au cours d'un transport de matières radioactives. Le NORD-PAS DE CALAIS est également à l'honneur, ainsi que les navires *"spécialement conçus"*, en particulier la flotte de cinq navires de la classe Pacific. GREENPEACE remarque qu' *"il y a lieu de noter que la position adoptée par le Japon est l'expression d'un rejet total de la position de l'AIEA, qui affirme que ses fûts offrent à eux seuls des garanties satisfaisantes de sécurité pour le transport maritime de matières nucléaires fortement radioactives."*

La conclusion de ces considérations met en avant la notion de compromis ou d'arbitrage entre économie et sûreté/sécurité : *"4.2.5 Il est clair qu'il n'existe pas de directives précises réglementant le type et l'état des navires utilisés pour transporter du CNI, du plutonium et des déchets fortement radioactifs. Certains pays ont décidé d'imposer certaines conditions ou restrictions en ce qui concerne les navires à utiliser alors que d'autres pays ont simplement accepté la notion de l'AIEA, selon laquelle les fûts offrent à eux seuls une protection satisfaisante. En même temps, quelques pays, comme l'Italie par exemple, qui expédiaient du combustible nucléaire uniquement à bord de navires spécialement conçus en sont venus à utiliser le transbordeur NORD-PAS DE CALAIS pour leurs envois vers la Grande Bretagne <sup>(23)</sup>. Au delà de la confusion qui existe au sujet du transport maritime, il est indéniable qu'un facteur primordial intervenant dans le choix du navire à utiliser est le facteur coût. Il est évidemment très coûteux d'utiliser des navires spéciaux et des installations portuaires spéciales. Il est tout aussi évident que les navires pour marchandises diverses ou les transbordeurs offrent des solutions de transport à bon marché et sans complication qui, de plus, permettent d'éviter d'avoir à utiliser une main d'oeuvre et des installations portuaires spécialisées. C'est une situation très dangereuse et alarmante. A vouloir réduire les coûts, on en néglige dangereusement la sécurité et la sûreté."*

---

<sup>23</sup> Quelques paragraphes plus haut, il est écrit que *"de 1982 jusqu'en août 1991, un autre navire [il s'agit ici d'un des navires « spécialisés » mis en oeuvre par certaines compagnies], le Mediterranean Shearwater de la BNFL a aussi été utilisé pour transporter du combustible irradié depuis l'Italie."*

Dans un troisième temps, GREENPEACE s'intéresse aux questions de responsabilité juridique en cas d'accident. Après avoir relevé que *"devant les risques que présente le transport de matières nucléaires, les assureurs professionnels n'ont plus accepté de couvrir la responsabilité commerciale"*, l'organisation écologiste estime que *"si les pays qui effectuent de telles expéditions sont aussi certains des garanties de sécurité qu'ils le prétendent, ils ne devraient pas être hostiles à l'inclusion de cette activité dans le projet de convention de l'OMI sur la responsabilité et l'indemnisation pour les dommages liés au transport par mer de substances nocives et potentiellement dangereuses (HNS), que le Comité juridique de l'OMI étudie actuellement. Un régime de responsabilité global inciterait ceux qui s'occupent du transport par mer de matières radioactives à utiliser et à appliquer les normes de sécurité les plus élevées. Il convient donc que le CSM recommande au Comité juridique d'inclure les matières radioactives dans le projet de convention HNS qui est à l'examen."*

Évoquant ensuite une exemption concernant les substances radioactives, qui serait inscrite dans le projet de convention, l'organisation estime que *"si le projet de convention HNS était adopté sans être amélioré au préalable, le transport par mer de matières radioactives ne relèverait d'aucun régime de responsabilité civile, les victimes n'auraient aucun recours et, en conséquence, les compagnies et les États s'occupant de transport de matières nucléaires par mer seraient moins incités à appliquer des normes de sécurité optimales et à prendre des mesures préventives."*

En définitive, GREENPEACE présente plusieurs recommandations :

- les cas du combustible irradié, du plutonium et des déchets fortement radioactifs ne peuvent être dissociés ;
- l'OMI serait fondée à exiger l'interdiction immédiate de leur transport par mer ;
- le CSM et l'OMI devraient élaborer de nouvelles recommandations sur la conception et l'essai des conteneurs de type B, sous réserve que leur soient remises certaines informations techniques, économiques et accidentologiques ;
- l'OMI devrait recommander aux États membres de s'abstenir de transporter les colis mentionnés si aucun régime de responsabilité satisfaisant n'était adopté.

### ***1.1.3 L'examen de cet argumentaire par les instances compétentes***

Cet examen a été effectué par un Groupe de travail commun AIEA/OMI sur la Sûreté du transport des combustibles nucléaires usagés. Ce groupe de travail a été mis en place en décembre 1992, suite à une invitation de M. BLIX, Directeur général de l'AIEA, à son homologue de l'OMI à participer à une évaluation comparée des risques provoqués par le transport maritime des matières radioactives (lettre du 6 mai 1991).

Une lettre de l'AIEA en date du 21 janvier 1992 a proposé la constitution d'un groupe de travail commun, dont le Comité de Sécurité maritime a accepté le principe lors de sa 60<sup>ème</sup> session. La première réunion du groupe s'est tenue à l'occasion de la 61<sup>ème</sup> session du CSM, en décembre 1992 ; la seconde a eu lieu à Vienne du 26 au 30 avril 1993. Le groupe ayant alors achevé ses travaux a décidé sa dissolution.

Les arguments présentés par GREENPEACE ont été évalués par un sous-groupe qui avait pour mission de se consacrer à l'environnement des accidents, aux statistiques d'accidents et aux études de risque.

Le rapport général établi à la fin des travaux montre que l'examen des documents et arguments de GREENPEACE a été conduit de façon approfondie et qu'aucune question n'a été éludée sommairement.

#### *1.1.4 Une intervention utile, mais dont le manque de rigueur scientifique sape la crédibilité*

Le rapport final du groupe conjoint AIEA/OMI indique que *"dans sa majorité le sous-groupe a conclu que dans aucun des documents considérés, des informations étaient présentées qui auraient pu remettre en cause l'adéquation des tests de l'AIEA."*

Par ailleurs, en réunion plénière du groupe, *"la conclusion unanime des États membres fut qu'il n'y avait aucune information ou donnée dans les documents de travail qui pourrait jeter le doute sur l'adéquation des réglementations de l'AIEA."*

Est-ce à dire pour autant que l'intervention de GREENPEACE ait été inutile sur le fond ? Je ne le crois pas. Le groupe de travail s'est en effet accordé sur le constat d'un manque de données expérimentales relatives aux caractéristiques des incendies à bord des navires. On ne peut exclure *a priori* que certaines des conditions imposées par les tests de l'AIEA soient dépassées.

Le groupe de travail émettait d'ailleurs trois recommandations :

- l'analyse des informations recueillies sur les accidents maritimes en cours à l'OMI devrait prendre en compte l'intérêt des concepteurs et des autorités réglementaires intervenant dans le transport de matières radioactives ;
- les informations correspondantes devraient être communiquées à l'AIEA s'il s'avérait qu'elles mettent en évidence des questions d'intérêt pour les transports radioactifs ;
- en tout état de cause l'OMI devrait mettre en oeuvre des moyens appropriés pour la collecte des informations afin de prendre en compte l'intérêt de cette question pour la sûreté des transports de matières radioactives.

Il convient de noter enfin que le groupe de travail a considéré nécessaire – comme le pensait GREENPEACE – de s'intéresser non seulement au transport de combustible irradié mais aussi à celui de plutonium et des déchets à haute activité. Le mandat donné par le Comité de la Sécurité maritime consistait en effet à examiner :

- le bien fondé des dispositions existantes qui régissent le transport par mer de combustible nucléaire irradié, compte tenu de l'incidence que peuvent avoir des événements en mer tels qu'un incendie, une explosion ou une brèche dans la coque, et proposer les mesures qu'il jugera nécessaires ;

- l'opportunité d'étudier également le transport d'autres matières nucléaires.

Cependant on doit constater que sur le fond l'argumentation de GREENPEACE souffre d'un manque de crédibilité, dû à une insuffisante rigueur dans ses analyses. Il me paraît nécessaire de relever quelques unes de ces faiblesses.

Tout d'abord les épreuves de l'AIEA sont mal présentées :

1/ L'épreuve thermique doit répondre à d'autres conditions (géométrie du feu, émissivité de la flamme, absorption calorifique du colis...) qu'une durée de 30 minutes "à des températures allant jusqu'à 800°C". En particulier 800°C est la température minimale des flammes, alors que l'expression utilisée la présente comme une température typique des conditions maximales envisageables. De plus, l'épreuve thermique intervient nécessairement après l'épreuve mécanique, qui a fragilisé le colis auparavant.

2/ L'épreuve mécanique (chute de 9 m sur une surface plane indéformable + chute sur une barre d'acier) est beaucoup plus sévère que des conditions réelles de chute. Le caractère indéformable de la surface est défini comme celui qui assure la transmission maximale au colis de l'énergie du choc ; de nombreuses études et expériences ont montré que les chocs réels sont bien moins contraignants. En fait les exigences de protection radiologique sont largement « enveloppantes » par rapport aux exigences mécaniques.

Dans un rapport sur *La sûreté du cycle du combustible nucléaire* édité par l'Agence de l'Énergie nucléaire de l'OCDE (24), il est ainsi précisé que "l'épreuve de chute correspond au minimum aux contraintes subies par le colis au cas où le véhicule de transport percuterait une pile de pont ou un mur en béton à une vitesse de 100 km/h. La validité de cette épreuve a été confirmée par plusieurs accidents, tels que la chute sur la voie de conteneurs se trouvant sur un wagon et remplis d'UF<sub>6</sub> enrichi, à une vitesse de 100 km/h (Allemagne, 1972 et États-Unis, 1977), la chute d'un château de combustible irradié du haut d'un pont routier (États-Unis, 1970) ou du haut d'une grue (Belgique, 1973). Les laboratoires SANDIA à Albuquerque (Nouveau Mexique) ont effectué en 1977 des essais d'accident en vraie grandeur qui ont porté sur des châteaux de combustible irradié impliqués dans des collisions de camions et de locomotives se déplaçant à des vitesses supérieures à 100 km/h. Au Royaume Uni, en 1984, lors d'un essai en vraie grandeur, un train roulant à 160 km/h (25) s'est écrasé contre un conteneur d'éléments combustibles irradiés. L'essai a montré que le conteneur pouvait supporter des chocs de ce type."

Il ne faut pas oublier non plus que les colis sont largement surdimensionnés par rapport aux exigences réglementaires. L'IPSN indique à cet égard qu'un colis de combustible irradié fondé sur l'emballage TN 12 satisfait aux critères de réussite de l'AIEA pour des hauteurs de chute sur surface indéformable supérieures à 30 m (soit une vitesse d'impact supérieure à 120 km/h), qu'il a une tenue au feu de 3 heures à 800°C dans l'ensemble des conditions de l'AIEA et satisfait également aux critères pour une profondeur d'immersion de 2 000 mètres. Le colis FS 47 destiné au transport du

24 *La sûreté du cycle du combustible nucléaire*, AEN-OCDE, Paris, 1993, 261 p.

25 Le train était composé d'une locomotive de 140 tonnes tirant trois wagons de 35 tonnes chacun.

plutonium a une perte d'étanchéité très faible <sup>(26)</sup> après un impact à la vitesse de 400 km/h, un séjour dans un feu de 1 000°C pendant 1 heure 30 <sup>(27)</sup>, et présente des déformations sans fuite jusqu'à des profondeurs d'immersion de 9 000 mètres ; la perte d'étanchéité survient à 30 000 mètres <sup>(28)</sup>.

Par ailleurs les épreuves de l'AIEA spécifient très clairement que les épreuves doivent être effectuées de façon à faire subir le dommage maximal au colis. Elles doivent donc « viser » les endroits les plus fragiles.

3/ Pareillement les caractéristiques de l'épreuve d'immersion doivent être correctement interprétées : lorsque pour les colis de type B non destinés au transport de combustible irradié les spécifications de l'AIEA imposent un séjour d'au moins 8 heures sous 15 m d'eau, il ne faut pas entendre par là que la durée de 8 heures constitue une durée maximum au delà de laquelle la tenue de l'emballage n'est pas requise. Au contraire le *Commentaire* précise dans son article E-629.1 que "*la période de huit heures est suffisamment longue pour laisser le colis atteindre un état stable à la suite des effets de l'immersion qui sont fonction du temps (l'inondation des compartiments intérieurs par exemple).*" Il s'agit bien de la durée nécessaire pour que le dommage maximal soit infligé au colis et non de la durée maximale pour que le colis ne soit pas endommagé.

La durée de une heure imposée pour le test des colis de combustible irradié (à une profondeur de 200 mètres) doit à l'évidence s'interpréter de la même manière.

Mais plus grave – il me semble – pour la crédibilité de la démarche des écologistes, l'argumentation de GREENPEACE reposait (en partie) sur des erreurs de raisonnement et de grossières erreurs de calcul :

1/ Les erreurs de calcul sont stupéfiantes : GREENPEACE s'appuie sur une étude réalisée par le bureau de consultants américains ECO ENGINEERING, qui mentionne que "*un navire jaugeant 5 080 tonnes <sup>(29)</sup> et voyageant à 15 noeuds libère une énergie*

---

26 Mais il serait bon de préciser ce que l'on entend par là...

27 "*La température maximale atteinte par les joints de l'emballage lors d'un feu à 1000°C pendant une heure trente minutes ne compromettrait pas leur étanchéité. Au delà de cette durée, la température atteinte dépasserait les conditions permettant de garantir la tenue des joints en viton*", in IPSN, *Retour de l'oxyde de plutonium au Japon. Synthèse de l'analyse du dossier de sûreté du système de transport effectuée par l'IPSN*, Paris, 29 octobre 1992.

28 "*Des essais d'immersion ont été réalisés tant en France qu'au Japon, à l'aide d'enceintes à haute pression. Ils ont donné des résultats identiques : une déformation significative de la virole de l'enceinte de confinement n'a été relevée que lorsque la pression appliquée a dépassé 1000 bars ; cette déformation n'a eu aucune répercussion sur le niveau d'étanchéité de l'emballage. Les essais ont été poursuivis en France jusqu'à 3000 bars, valeur à laquelle s'est produit le flambage de la virole, entraînant la perte totale de l'étanchéité. On notera que 1000 bars correspondent à la pression qui règne à 10 000 mètres de profondeur.*", in IPSN, op. cit.

29 Cette expression recèle une ambiguïté fort gênante : le verbe *jauger* est relatif à la mesure de la capacité d'un navire, évaluée en tonneaux ; un tonneau égale 2,83 m<sup>3</sup>. Or ce verbe est ici suivi d'une indication de masse, la tonne. Par ailleurs, dès lors que l'auteur du texte veut calculer une énergie, connaissant la vitesse du corps en mouvement, il est obligé de se référer à sa masse. Faut-il alors considérer 5080 tonneaux, déplacement maximal du navire, correspondant à une masse d'eau déplacée de 5 080 \* 2 830 kg ? Faut-il plutôt considérer 5 080 \* 1 000 kg ? La seconde solution me semble devoir être retenue : 1/ la tonne entendue ici ne saurait avoir une signification différente de la tonne évoquée à la fin de la phrase ; 2/ la jauge ou capacité intérieure d'un navire,

*cinétique d'environ 300 millions de joules, ce qui équivaut approximativement à l'action consistant à lâcher un château de 2,5 tonnes de 650 mètres de haut."*

Il me semble avoir appris lors de mes études secondaires que l'énergie cinétique d'un corps de masse  $m$  animé d'une vitesse  $v$  était  $E_c = 1/2.m.v^2$ . Comme le noeud est une unité de vitesse marine, avec 1 noeud = 1 mille marin à l'heure, soit 1 852 mètres à l'heure, soit environ  $0,5 \text{ m.s}^{-1}$ , je pense pouvoir en déduire que l'énergie cinétique du navire défini par ECO ENGINEERING est de 150 millions de joules, soit moitié moins que ce qui est écrit par nos brillants ingénieurs américains.

Par ailleurs, pour qu'un château de 2,5 tonnes lâché en chute libre sans vitesse initiale acquière une énergie cinétique de 150 millions de joules, il faudrait qu'il soit lâché d'une hauteur  $h$  déterminée par la loi bien connue de la conservation de l'énergie mécanique :  $\Delta E_c = -\Delta E_p$  avec  $E_c = 1/2.m.v^2$  (énergie cinétique) et  $E_p = m.g.h$  (énergie potentielle), où  $g$  est l'accélération de la pesanteur ( $9,8 \text{ m.s}^{-2}$ ). La hauteur de chute - indépendante de la masse de l'objet - doit donc être de 6 200 mètres environ si l'on ne tient pas compte de la résistance de l'air...

2/ Les erreurs de raisonnement sont tout aussi dommageables. Elles touchent soit à la définition des épreuves mécaniques, soit à l'analyse qui est faite de la couverture des risques par le projet de convention HNS :

- une grandeur significative à prendre en compte lors de l'épreuve mécanique de chute libre est la quantité d'énergie transférée au colis. Certes les énergies cinétiques mises en jeu dans les mouvements de navires, donc leurs éventuelles collisions, sont considérables, mais toute cette énergie cinétique n'est pas transférée aux colis éventuellement transportés, loin de là... ne serait-ce que parce que le navire « abordeur » poursuit quelque temps sa lancée : *"Les documents de Greenpeace International ne considéraient pas l'absorption d'énergie. Les tests réglementaires au contraire sont conçus pour définir des conditions [expérimentales] où la majorité de l'énergie cinétique est transférée au colis."* <sup>(30)</sup> Cette approche est confirmée par les indications données dans le Commentaire (art. E-627.1) : *"Dans l'épreuve de chute 1, la combinaison de la hauteur de chute de 9 m, de la cible rigide et de l'orientation entraînant le dommage maximal donne une situation où la majeure partie de l'énergie cinétique est absorbée par la structure de l'emballage. Pour produire le même dommage dans un accident de transport, avec les surfaces élastiques qui existent dans la réalité, il faudrait que la vitesse au choc soit un multiple de 2 ou plus de celle qui résulte de l'épreuve prescrite dans le règlement."*
- GREENPEACE fait une analyse curieuse du projet de convention HNS. Sous la chapitre « 5.0 Absence de responsabilité » de son analyse évoquée dans les paragraphes antérieurs, l'association écrit ainsi : *"Or, à l'heure actuelle, on ne sait pas pourquoi, le projet de convention HNS que le Comité juridique étudie*

---

qui est une caractéristique géométrique invariable de ce navire, est impuissante à elle seule à caractériser la masse totale navire + chargement lors d'une opération de transport déterminée.

<sup>30</sup> Rapport de la seconde session du groupe de travail commun, AIEA, 1993



*contient une exemption pour les substances radioactives. Le projet d'article 3, paragraphe 3 b) dispose ce qui suit :*

*"3. La présente Convention ne s'applique pas :"*

*[...]*

*"b) à un dommage causé par une substance nucléaire"*

*"i) lorsque l'exploitant d'une installation nucléaire est responsable du dommage en vertu soit de la Convention de Paris du 29 juillet 1960 sur la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire et de ses protocoles additionnels du 28 janvier 1964 et du 16 novembre 1982, soit de la Convention de Vienne du 21 mai 1963 relative à la responsabilité civile en matière de dommages nucléaires, ou de tout amendement à ces conventions, ou"*

*"ii) lorsque l'exploitant d'une installation nucléaire est responsable du dommage en vertu du droit interne régissant la responsabilité en la matière, pourvu que ce droit soit à tous égards aussi favorable aux personnes qui peuvent subir des dommages que les Conventions de Paris ou de Vienne visées à l'alinéa i)."*

GREENPEACE estime tout d'abord que les Conventions de Paris et Vienne n'offrent pas une protection satisfaisante aux victimes de dommages nucléaires. Il s'agit là d'une opinion, qu'il ne m'appartient donc pas de juger ici.

En revanche je suis surpris lorsque quelques lignes plus loin il est écrit que *"Si le projet de convention HNS était adopté sans être amélioré au préalable, le transport par mer de matières radioactives ne relèverait d'aucun régime de responsabilité civile, les victimes n'auraient aucun recours et, en conséquence, les compagnies et les États s'occupant de transport des matières nucléaires par mer seraient moins incités à appliquer des normes de sécurité optimales et à prendre des mesures préventives."* GREENPEACE précise sa position : *"Les Conventions de Vienne et de Paris ne peuvent pas se substituer à la convention HNS envisagée car très peu d'États membres de l'OMI ont ratifié l'une ou l'autre de ces deux conventions. Les Conventions de Paris et de Vienne, d'une part, et la future convention HNS, d'autre part, ne peuvent pas s'exclure mutuellement. Au contraire, comme elle est axée sur le transport par mer, la convention HNS de l'OMI sera un complément nécessaire aux Conventions de Vienne et de Paris, sous réserve que le paragraphe 3 b) de l'article 3 du projet actuel soit modifié de la manière suggérée ci-dessus."*

GREENPEACE a en effet présenté quelques lignes plus haut ce qui devrait être à son sens le « bon » régime de responsabilité : *"un régime de responsabilité satisfaisant, fondé sur les principes de la responsabilité illimitée et absolue de l'État pour les dommages causés aux personnes et à l'environnement défini en termes généraux."*

La non plus je n'ai pas à juger de l'opinion de Greenpeace sur le « bon » régime de responsabilité. Je m'étonne en revanche que l'organisation puisse affirmer que si la

convention HNS est adoptée sans modification par rapport au texte présenté dans le document, le transport par mer ne relèverait d'aucun régime de responsabilité civile. Il n'est pas besoin d'être juriste confirmé pour voir que d'après le texte même qui est reproduit, la convention HNS s'appliquera dès lors que l'une ou l'autre des conventions de Paris ou Vienne ne s'appliquent pas et que des dispositions de droit interne plus favorables ne s'appliquent pas non plus. La convention HNS adoptée en l'état procurerait ainsi un « filet de sécurité » aux situations non couvertes par les deux autres conventions.

Par ailleurs il convient de rappeler l'existence de la Convention de Bruxelles du 17 décembre 1973 relative à la responsabilité civile dans le domaine du transport maritime de matières nucléaires. Cette convention, ratifiée par la France le 2 février 1973, est entrée en vigueur le 15 juillet 1975.

Fort heureusement GREENPEACE s'appuie également sur des documents dont le sérieux et la rigueur scientifique semblent *a priori* mieux établis. Le bureau français de GREENPEACE m'a fait parvenir un document concernant l'étude réalisée par le cabinet britannique JOHN LARGE & ASSOCIATES. Il s'agissait du résumé (en français) de la version complète du rapport parue en 1990, qui n'existe à l'heure actuelle qu'en anglais. Compte tenu de ce que le résumé fait une trentaine de pages écrites de façon dense, et que la table des matières reproduite montre l'ampleur et le nombre des thèmes abordés, il me semble que l'étude en question est un élément qu'il ne faut pas rejeter *a priori*, mais qui nécessite d'être considéré avec attention.

Il ne m'appartient pas de juger ici de la validité scientifique des thèses développées par les auteurs - puisqu'il n'y a pas d'incongruité physique ou mathématique comme dans celle précédemment évoquée... Je note d'ailleurs que le résumé estime que *"l'impact n'est pas considéré comme un facteur particulièrement grave qui pourrait porter atteinte au confinement du château pendant le transport maritime ou lorsque les châteaux sont manipulés sur les quais."* Le résumé estime également que *"S'il arrivait que le navire transportant les châteaux coule, la submersion de ces châteaux n'entraînerait pas nécessairement une sévère dégradation de leur système de confinement. Dans le cas des châteaux de combustible usagé, même en cas de déconfinement, la migration de matériaux radioactifs par une brèche causée dans la gaine par la corrosion serait probablement plutôt lente."* Le résumé relève également l'imprécision des données événementielles relatives aux incendies.

C'est sur la capacité de résistance au feu des colis d'emballages combustibles irradiés que le résumé est le plus critique. Selon lui, le principal processus de défaillance résulte de la vaporisation du liquide de refroidissement<sup>(31)</sup>, à la suite de quoi l'augmentation de pression à l'intérieur du colis entraîne la rupture de l'enceinte de confinement ; par ailleurs l'incendie endommage la gaine des combustibles. Le rapport s'attache ensuite à caractériser les rejets possibles de substances radioactives dans l'environnement et leur dispersion, enfin les conséquences dans le domaine public.

<sup>31</sup> Les transports de combustibles usés à partir des centrales britanniques se font dans des emballages dits *humides*, les assemblages combustibles étant plongés dans un liquide de refroidissement. Sur le continent européen et en particulier en France, les emballages utilisés sont généralement des emballages de transport à sec.

Mais le résumé commet lui aussi les mêmes erreurs en ce qui concerne la façon d'interpréter les tests de l'AIEA : *"Du point de vue de la mise en oeuvre technique, ces tests ne sont pas particulièrement coûteux et, à notre avis, ils ne sont pas représentatifs des conditions physiques très sévères qui peuvent se rencontrer dans des accidents réels."*

*"Par exemple, lorsqu'ils transportent des châteaux de combustible irradié, les trains de marchandises de British Rail circulent à une vitesse supérieure à 50 km/h<sup>(32)</sup> et, dans le cas d'un choc frontal entre deux trains, la vitesse combinée dépasserait largement cette limite. En outre, ces trains empruntent des viaducs et des ponts dont la hauteur est largement supérieure à 9 mètres ; dans un cas, sur l'un des itinéraires empruntés, cette hauteur est de 42 mètres."*

*"L'idée selon laquelle un quelconque incendie ne dépasserait jamais 800°C et ne durerait pas plus de 30 minutes est battue en brèche par le cas des incendies de navires qui, fréquemment, brûlent pendant des heures, sinon des jours à des températures largement supérieures. Nous connaissons de tels exemples d'incendies en mer, en particulier pendant la guerre des Malouines, au cours de laquelle plusieurs navires marchands et militaires ont été perdus et, plus récemment, avec le cas du ferry norvégien qui a été partiellement détruit par un incendie."*

*"Quant à l'immersion, les tests de l'AIEA précisent qu'un château devrait supporter la pression hydrostatique à 200 mètres sous la mer pendant une heure ; cela dit, on ne précise pas comment on pourra, en une heure, récupérer un château se trouvant sur un navire coulé à une telle profondeur."*

Les auteurs du rapport estiment que *"Comparés à d'autres documents techniques relatifs à des sujets scientifiques et techniques, les documents techniques relatifs à ces aspects du transport de matériaux radioactifs sont extrêmement avares de détails."* Je prends acte de cette opinion, mais la suite est suprenante : *"Cependant, les difficultés d'accès aux subtilités de la conception d'un château radioactif n'ont guère d'importance du point de vue de notre évaluation de la performance du château lorsque celui-ci est soumis aux conditions extrêmes d'un accident. Cela tient au fait que les châteaux sont des objets manufacturés, construits avec des matériaux usuels qui sont tous soumis à des lois physiques inviolables. En d'autres termes, la qualité de notre évaluation de la performance des châteaux (premier étage d'un accident) est uniquement fonction de nos méthodes d'analyse ; nous avons la conviction que nos collègues en savent suffisamment et ont suffisamment d'expérience pour en tirer des conclusions valables."*

Cette position ne me semble pas marquée du sceau de la clarté la plus extrême, et j'ai l'impression qu'il s'agit en quelque sorte d'un aveu d'impuissance à conduire une évaluation fondée sur des données scientifiques et techniques objectives et vérifiables.

Il m'apparaît après toutes ces considérations que l'intervention des organisations écologistes, si elle veut avoir quelque efficacité et gagner sa pleine légitimité, doit s'appuyer sur des fondements beaucoup plus solides et ne pas reposer sur des arguments dont la légèreté évidente, pour certains, nuit à la crédibilité de l'ensemble.

---

<sup>32</sup> La vitesse au sol d'un corps tombant d'une hauteur de 9 mètres est, quelle que soit sa masse, 50 km/h environ.

## 1.2 Vers une évolution fondamentale de la philosophie de l'AIEA ?

On le sait l'AIEA a développé une conception de la sûreté des transports fondée sur la résistance des colis aux incidents ou accidents combinée à la limitation de l'activité transportée. Ce concept de « sûreté intrinsèque » du colis a pour vocation essentielle de permettre d'effectuer le transport grâce à des moyens banalisés et à l'aide de personnels sans protection ni qualification particulière (dans le domaine radiologique, s'entend).

Or diverses évolutions récentes peuvent laisser à penser que ce concept de sûreté intrinsèque est progressivement remis en cause.

### 1.2.1 Le problème du transport aérien de matières radioactives

Cette question est surtout sensible dans le cas du plutonium, les transports de sources radioactives ou de colis de radio-isotopes ne possédant pas la même valeur symbolique. La question ne s'est pas posée jusqu'à ces dernières années ; toutefois, la nécessité de retourner le plutonium issu du retraitement a conduit les Britanniques et les Français à envisager ce mode de transport qui se prête mieux à la protection physique. Finalement ce projet a été abandonné au profit du transport maritime pour deux raisons essentielles :

- d'une part l'opposition des États-Unis au survol de leur territoire (une escale à Anorage était indispensable) qui s'est traduite par le vote d'une résolution au Congrès américain le 21 décembre 1987 ; cette résolution imposait, entre autres prescriptions, que les colis soient conçus de manière à résister à un essai réel d'écrasement d'un avion à une vitesse d'impact de 1 000 km/h, ce qui revenait à interdire dans les faits le survol du territoire américain ; il est intéressant de noter à ce sujet que les « boîtes noires » sont des objets de très petites dimensions conçus pour résister à un impact de 450 km/h ;
- d'autre part la reconnaissance au plan international de l'insuffisance des recommandations relatives au transport aérien des matières radioactives, pour les matières à danger potentiel élevé.

A la suite de ce constat, les experts anglais et français ont demandé que l'AIEA engage une action dans le but de proposer des règles plus contraignantes pour les colis transportant par voie aérienne certaines matières à risque élevé, telles que le plutonium et les grandes sources. L'objectif est, d'une part de limiter les conséquences radiologiques en cas d'accident, d'autre part de faciliter les actions d'intervention et de récupération des colis.

Cette action est pratiquement achevée. Un accord a été réalisé pour proposer pour le transport aérien un nouveau type de colis dénommé C qui doit notamment résister à :

- un test d'écrasement sur une surface indéformable à une vitesse d'impact de  $85 \text{ m.s}^{-1}$  soit 306 km/h (6 fois plus grande que pour les colis de type B) ;
- une épreuve thermique à 800°C pendant une heure (1/2 heure pour les colis de type B).

Ces épreuves seraient applicables aux colis dont le contenu est supérieur à 3 000 A<sub>2</sub> ou 3 000 A<sub>1</sub> (ou plus de 100 000 A<sub>2</sub> selon les cas) si la matière est sous forme spéciale.

Je me dois de signaler ici l'avis de M. TORRES, à la Direction générale de l'Aviation civile (SFAC), pour qui les colis de type C tels qu'ils sont actuellement définis auraient une capacité de résistance aux accidents près de 10 fois inférieure aux « boîtes noires ». L'IPSN, que j'ai interrogé à ce sujet, dément formellement cette appréciation. Au demeurant, les concepteurs d'emballages, qui ont certes effectué des études préliminaires, attendent le résultat final des délibérations conduites au sein de l'AIEA pour concevoir et réaliser de tels colis.

### 1.2.2 Le code INF de l'OMI

Les travaux de l'OMI et plus spécialement de son Comité de la Sécurité maritime ont débouché sur l'adoption d'une résolution A.748(18) le 4 novembre 1993. Cette résolution définit un *Code pour la sûreté du transport de combustible nucléaire irradié, de plutonium et de déchets de haute activité dans des emballages à bord des navires*, dit Code INF.

L'Assemblée de l'OMI se fonde sur le principe que *"des réglementations adéquates pour la construction, l'équipement et l'exploitation des navires engagés dans le transport de combustible irradié, de plutonium et de déchets à haute activité augmenteraient la sûreté maritime et la protection de l'environnement marin."*

Elle demande également au Comité de la Sécurité maritime et au Comité de la Protection du Milieu marin de procéder à un examen régulier du code INF.

Le code rappelle que s'appliquent également les dispositions de la convention SOLAS 1974 et les dispositions générales du code IMDG sur le transport des matières radioactives. Les dispositions nouvelles du code peuvent être résumées en deux points :

- il établit une répartition en trois classes des navires transportant des matières couvertes par le code : la classe INF 1 est composée des navires transportant une activité totale inférieure à 4 000 térabecquerels ; la classe INF 2 est composée des navires transportant une activité totale inférieure à 2.10<sup>6</sup> térabecquerels pour le combustible irradié ou les déchets à haute activité, et 2.10<sup>5</sup> térabecquerels de plutonium ; la classe INF 3 est composée des navires transportant des activités supérieures aux derniers seuils applicables selon les matières considérées ;
- il établit un réseau d'exigences variables selon la classe INF du navire, dans les domaines suivants : stabilité, protection incendie, contrôle de la température dans les espaces du chargement, considérations sur la structure des navires, arrimage de la cargaison, équipement électrique, équipement et programme de protection radiologique, formation et entraînement, plan d'urgence sur le navire.

Il convient de noter que le code INF ne vise pas à remplacer les dispositions existantes, c'est-à-dire essentiellement le code IMDG, fondé sur les dispositions du

Règlement de l'AIEA. Il vise au contraire à une complémentarité des dispositions de sûreté entre celles dépendant du colis et celles dépendant du navire : le colis doit résister à des accidents que les épreuves de l'AIEA s'efforcent de reproduire avec vraisemblance, le navire doit empêcher qu'un éventuel accident n'entraîne le dépassement des conditions spécifiées par l'AIEA.

### 1.2.3 Les interventions de l'IPSN

Je citerai pour mémoire - puisque ce point a déjà été évoqué - l'étude réalisée conjointement avec TRANSNUBEL et l'UK-SRD en 1991-1993 sur le concept de « système de transport ». Je rappellerai simplement que cette étude, financée par la CEE, a permis d'illustrer le bien fondé, dans certains cas particuliers, de dépasser le dogme réglementaire « sûreté = colis ».

Par ailleurs l'IPSN a procédé en pratique, dans une démarche exceptionnelle, à une analyse de sûreté du « système transport » à l'occasion du retour du plutonium au Japon en novembre 1992. Cette étude s'est appuyée sur l'analyse conjointe des propriétés du colis PS 47 et du navire chargé de le transporter.

### 1.2.4 Pour une interprétation saine de la « philosophie » de l'AIEA

Ces évolutions ont pu amener certains à en tirer argument pour dénoncer une soi-disant non validité des dispositions actuelles tendant à assurer la sûreté des transports de matières radioactives. Ces appréciations découlent d'une lecture partielle et hâtive des principes de l'AIEA.

Ceux-ci posent en effet que la sûreté repose essentiellement sur le colis. On a souvent tendance à oublier le mot « essentiellement ». Or celui-ci a deux corollaires :

- il signifie d'une part - et de façon évidente - que la conception du colis n'est qu'un des éléments de la sûreté du transport ; la lecture du Règlement montre d'ailleurs que de nombreuses dispositions réglementaires autres sont posées par l'AIEA, qui dépassent le simple colis ;
- plus fondamentalement, il est clair que le niveau de sûreté maximal sera assuré si celle-ci repose *au plus près* de la matière transportée ; cela n'empêche pas que des mesures complémentaires puissent être prises pour améliorer la sûreté.

L'obstacle à la généralisation, voire à la définition, de telles mesures dans un règlement tient à la défense nécessaire du principe d'intermodalité du transport : à l'exception du transport routier seul, toutes les autres catégories de transport sont multimodales, puisqu'un transport par bateau, par exemple, nécessitera un déplacement par camion ou par train au préalable et à l'issue de la navigation. Dans ces conditions, il est certain que la sûreté ne peut pas dépendre seulement de l'adéquation entre le colis et son moyen de transport, puisque celui-ci est amené à changer au cours de l'opération...

On retrouve donc « naturellement » l'obligation de faire porter l'essentiel des exigences sur le *seul* élément commun à toute l'opération de transport : le colis.

## **2. L'IMPACT EVENTUEL DE LA CIPR 60**

J'ai présenté dans les paragraphes qui précèdent les fondements techniques du Règlement de l'AIEA. Axé sur la prévention du risque radiologique en situation normale, incidentelle ou accidentelle, il s'appuie aujourd'hui sur des modèles dosimétriques plus performants qu'auparavant.

Ces modèles ont été développés à partir des connaissances reconnues internationalement à la date de leur élaboration. Depuis la CIPR a publié en 1990 de nouvelles recommandations, dans sa publication 60, qui reprennent parfois en profondeur certains fondements de la politique de la radioprotection.

Les recommandations contenues de la CIPR 60 ont d'ailleurs déclenché le processus de révision des Normes de base de l'AIEA et par voie de conséquence entraîneront des révisions dans le Règlement transport.

Les lignes qui suivent sont inspirées d'une communication de M. HAMARD, ingénieur à l'IPSN (DPHD), présentée à un colloque de la SFEN les 30 et 31 mai 1991.

### **2.1 Les modifications susceptibles de toucher aux paramètres radiologiques de base**

#### ***2.1.1 Une nouvelle approche pour le calcul des limites d'activité $A_1$ et $A_2$ dans les emballages A***

Le calcul des limites  $A_1$  et  $A_2$  avait été effectué dans l'hypothèse d'un accident de probabilité faible mais non négligeable entraînant des doses de l'ordre de grandeur des limites de dose annuelles pour les travailleurs. Ces niveaux de dose accidentels étaient les mêmes qu'il s'agisse des travailleurs exposés ou de travailleurs du public ou même de personnes appartenant au public en général.

A condition de faire disparaître toute référence aux LAI (limites annuelles d'incorporation), cette approche n'est pas entièrement invalidée par les nouvelles recommandations de la CIPR. C'est même celle qui est décrite pour le traitement de certaines expositions potentielles.

Il serait également possible de se placer dans le cadre des « expositions accidentelles » pour lesquelles la CIPR recommande d'utiliser des « niveaux de référence » ou « niveaux d'intervention » tels que ceux proposés dans la publication CIPR 40. Dans ce cas, un niveau de référence de l'ordre de 50 mSv que l'on pourrait considérer comme ne pouvant être reçu une seule fois au cours de la vie pourrait être retenu, mais on ne peut exclure que certains proposent d'abaisser ce niveau à une valeur inférieure.

#### ***2.1.2 Exposition interne - valeurs de $A_1$ et $A_2$***

Les valeurs des activités admissibles  $A_2$  sont dans certains cas liées aux valeurs des limites annuelles d'incorporation pour les travailleurs. Dans l'hypothèse où cette approche serait conservée et où les valeurs des LAI seraient recalculées en fonction d'une

dose moyenne de 20 mSv par an, certaines valeurs des contenus admissibles  $A_2$  <sup>(33)</sup> pourraient être modifiées à la baisse. Mais il faut tenir compte de divers paramètres pour évaluer l'impact réel :

- pour 100 seulement des 385 nucléides répertoriés la valeur de  $A_2$  est limitée par la valeur de la LAI <sup>(34)</sup> ; il faudra donc attendre pour ceux-ci l'élaboration de nouveaux modèles métaboliques par la CIPR ;
- pour 95 nucléides,  $A_2$  est limité par une « dose de référence » de 500 mSv à la peau, compte tenu d'un scénario de contamination assez pessimiste ; la valeur de la limite de dose à la peau étant pratiquement inchangée, seule la modification du scénario pourrait modifier les valeurs  $A_2$  correspondantes ;
- pour 160 nucléides environ,  $A_2$  est limité à la valeur de  $A_1$  en considération de la dose d'exposition externe à l'organisme ou à la peau ; pour ceux-ci le changement dépendra de la nouvelle approche utilisée pour définir une « dose de référence » et de la valeur déterminée pour cette dose ; mais on ne peut exclure que certains proposent d'abaisser la valeur de la dose pour l'organisme entier, ce qui pourrait conduire à des réductions de certaines valeurs  $A_1$ , donc  $A_2$  par voie de conséquence.

### 2.1.3 Prise en compte des nouvelles valeurs du facteur $W_1$

Dans le cas des transports de combustibles neufs et de combustibles irradiés, les débits de dose à distance et au contact des colis étaient parfois mesurés sans tenir compte des neutrons. Lorsqu'ils étaient mesurés, on attribuait aux neutrons un facteur de qualité de 10.

Il va falloir à présent tenir compte des neutrons en leur affectant un « facteur de pondération »  $W_1$  de 20 (qui remplace le facteur de qualité).

Or il se trouve que la composante neutronique peut représenter une fraction importante du débit d'équivalent de dose total. Dans tous les cas où, en tenant compte du rayonnement  $\gamma$  seul, les limites de débit de dose au contact et à distance étaient approchées, la prise en compte du rayonnement neutronique devrait majorer ces débits de dose dans une proportion qui n'est pas encore exactement connue mais qui pourrait dépasser ces limites.

Dans ces conditions certains transports ne seraient plus conformes et une solution devrait être trouvée, transitoire d'abord (dérégations) puis définitive (coques de protection, réduction des activités transportées, modification des emballages existants, création de nouveaux emballages).

---

33 Ces modifications ne peuvent concerner que  $A_2$  puisque l'emploi de la LAI comme référence suppose que la matière n'est pas sous forme spéciale.

34 Le système  $A_1/A_2$  de détermination des valeurs de référence  $A_1$  et  $A_2$  impose de choisir celle des valeurs qui est la plus limitative parmi toutes les voies d'exposition considérées ; le lien n'est donc pas automatique entre la limite annuelle d'incorporation LAI et la valeur  $A_2$  déterminée *in fine*.



Lors de l'audition publique que j'ai organisée le 3 novembre 1993 dans les locaux de l'Office parlementaire, cette question a été soulevée par Mme SENE, du GSIEN<sup>(35)</sup>. M. RICAUD, directeur de la branche Retraitement de la COGEMA, a rappelé que les colis étaient largement dimensionnés et qu'une modification de leur conception n'était pas nécessairement et inévitablement obligatoire du seul fait du doublement du facteur de qualité pour les neutrons.

## 2.2 Les modifications affectant les limites de dose

### 2.2.1 Pour l'exposition externe des travailleurs

L'abaissement de la limite de dose annuelle moyenne de 50 mSv à 20 mSv ne devrait pas poser de problème important pour la surveillance des travailleurs des transports. Bien que les valeurs publiées soient rares et incomplètes, les doses normales annuelles les plus élevées observées sont de 15 mSv par an et ne concernent qu'un nombre très limité de personnes. Les doses moyennes annuelles se situent vers :

- 11 mSv par an pour le transport des produits radiopharmaceutiques ;
- 2 mSv par an pour le transport des déchets ;
- 0,5 mSv par an pour le transport des combustibles irradiés.

Il faut cependant préciser que ces doses sont relatives au transport proprement dit et ne concernent pas les opérations de chargement ou déchargement. Certains transports comme celui des gammagraphes par les utilisateurs échappent pratiquement au contrôle.

Cependant la limite de débit de dose de 20  $\mu$ Sv par heure dans les parties occupées d'un moyen de transport, qui avait été calculée dans l'hypothèse d'une dose de 50 mSv par an pour 2 000 heures d'exposition, devrait être abaissée.

### 2.2.2 L'abaissement des limites de dose pour le public

Le règlement transport faisait une distinction entre les travailleurs du public auxquels était appliquée une limite de dose de 5 mSv par an et le public en général auquel s'appliquait une limite de 1 mSv par an. Cette distinction disparaît dans les nouvelles recommandations.

Les travailleurs du public pouvaient subir une exposition de la peau des mains en manipulant les colis et une exposition plus faible de l'organisme entier due au débit de dose en surface et à un mètre du colis. Les limites de dose au niveau de la peau des mains étant inchangées, il ne serait théoriquement pas nécessaire de réduire les débits de dose en surface, ni les limites de contamination fixée sur les surfaces. Il semble qu'il n'en serait pas de même en ce qui concerne les doses effectives.

Pour le public en général, on a peu de données sur les expositions individuelles dues au transport de matières radioactives. Les expositions les plus significatives sont

---

<sup>35</sup> Groupement des Scientifiques pour l'Information sur l'Énergie nucléaire.

celles qui peuvent être reçues dans un moyen de transport, comme l'avion, renfermant des colis de matières radioactives. Ces doses peuvent être réduites en augmentant les distances de séparation, l'épaisseur du blindage...

Des tentatives d'estimation de la dose collective reçue par le public ont été effectuées. Celle-ci serait de l'ordre de 0,5 à 1 homme.Sv en France.

L'application des nouvelles recommandations de la CIPR rendra nécessaire la redéfinition des groupes critiques et des scénarios d'exposition en conditions normales et accidentelles. Il s'agirait ainsi de redéfinir les niveaux limites de débits de dose d'exposition et des niveaux limites de contamination de surface, en assurant une certaine cohérence entre l'exposition des professionnels et l'exposition du public.

### 3. QUELLES EVOLUTIONS POUR LA REGLEMENTATION ?

#### 3.1 Un resserrement certain de l'état réglementaire autour de l'amont du cycle du combustible

##### 3.1.1 La mise en évidence de certaines faiblesses

L'acquisition progressive de l'expérience, ainsi qu'un affinement des critères imposés aux colis de tous types pour les transports de matières radioactives ont conduit à certains « décalages » entre les performances que peuvent offrir des colis et les exigences qui pourraient normalement leur être appliquées.

Ces décalages concernent surtout les colis industriels. *"On constate que certains emballages ne sont pas totalement conformes à la réglementation ; il s'agit surtout d' « emballages industriels » qui n'ont pu suivre les évolutions de cette dernière du fait de conditions d'utilisation rigides. Auparavant, la réglementation de l'AIEA n'exigeait de ces « emballages industriels » qu'une conformité aux recommandations des Nations Unies communes aux transports de toutes les matières dangereuses, et de ce fait peu exigeantes. A présent qu'un parc important d'emballages a été constitué et que de ceux-ci dépend la conception d'installations complexes pour leur réception, on observe, du moins en ce qui concerne les emballages industriels, un durcissement des exigences de l'AIEA et des Nations Unies. De plus le Règlement de l'AIEA les inclut désormais dans le champ des activités soumises à un programme d'assurance de la qualité et ne prévoit aucune alternative à leur réforme, en cas de perte de leur conformité."*

Ainsi s'exprimait M. BLUM, directeur délégué à TRANSNUCLEAIRE dans un article de la *Revue générale nucléaire* de 1989. Les non conformités évoquées dans ce passage sont précisées ensuite. M. BLUM fait ainsi le point sur quelques faiblesses affectant l'emballage 48-Y destiné au transport d' $UF_6$  non enrichi :

- absence de barrière d'étanchéité autour de la vanne ;
- faiblesse du capot de protection de la vanne ;
- tenue non prouvée à un incendie violent ;

- absence ou inadéquation des châssis de transport, le problème étant ici la corrosivité de l'UF<sub>6</sub> ;
- enfin – et ce n'est pas le moindre – interrogation sur l'aptitude de cet emballage au transport de l'UF<sub>6</sub>, compte tenu de son activité spécifique...

Heureusement les écarts évoqués pour le 48-Y (ainsi que pour le cylindre 30-B contenu dans une coque 21PF1 <sup>(36)</sup>) ne seraient "pour la plupart que formels"...

Cette appréciation *a priori* surprenante a vu son bien-fondé confirmé, sur ma question, par M. RENARD, de l'IPSN (DSMR). Les réserves sur l'adéquation du 48-Y au transport de l'UF<sub>6</sub> compte tenu de son activité spécifique ne concernent que l'UF<sub>6</sub> fabriqué à partir d'uranium issu du retraitement. Un arrangement a été trouvé au niveau réglementaire pour prendre en compte ce surplus d'activité spécifique.

Cet arrangement se fonde sur le fait que le calcul des valeurs limites, exprimées en A<sub>2</sub>, repose sur les hypothèses les plus pénalisantes. En particulier certains calculs ne tiennent pas compte de la forme physico-chimique sous laquelle la matière est transportée. Cette prise en compte permet de recalculer une valeur A<sub>2</sub> moins pénalisante, qui autorise la classification en matière de faible activité spécifique et le transport en colis industriel. La solution retenue dans ce cas précis sera vraisemblablement étendue dans la prochaine version du Règlement de l'AIEA.

Il faut rappeler ici l'action engagée par ailleurs par l'AIEA pour maîtriser le risque chimique provoqué par l'éventuelle action de l'eau sur l'UF<sub>6</sub> : programme de recherche TENERIFE et projet de recommandations concernant la tenue à l'incendie.

### 3.1.2 Un problème très sensible pour les industriels

A l'évidence, compte tenu de l'importance du parc installé de conteneurs industriels, toute modification de la réglementation qui tendrait à avoir un effet immédiat et par voie de conséquence « rétroactif » sur les emballages existants pose un problème de coût auquel les industriels sont très sensibles.

Par exemple la standardisation de certains emballages, si elle est un facteur important pour la sûreté en réduisant les risques d'erreur lors de la manutention, est aussi un atout économique lors de la conception des installations chargées d'expédier, de transporter et de réceptionner les colis.

L'enjeu économique est un enjeu légitime. Il ne doit pas pour autant conduire à des jugements surprenants : *"la sagesse voudrait que, compte tenu du bon niveau de sûreté déjà atteint ainsi que du grand nombre d'emballages en service, on cherche plutôt à*

---

<sup>36</sup> "Pour le colis constitué par un cylindre 30-B à l'intérieur d'une coque 21PF1, on relève des problèmes de conformité en ce qui concerne la résistance de la vanne en cas de chute et surtout l'absence du double confinement (ou de dispositions équivalentes) requis par la réglementation pour les colis « fissiles » dont la sûreté est basée sur le principe de « modération contrôlée ». Plus loin on trouve "En ce qui concerne les cylindres 30-B, on ne s'est pas encore inquiété du problème posé par leur « modération contrôlée ». On dit qu'une entrée d'eau conduisant à une excursion critique n'est pas possible mais la démonstration de cette impossibilité reste à faire."

*aligner la réglementation sur la pratique, quitte à relâcher certains conservatismes.* » Cet « alignement » doit à l'évidence être soigneusement contrôlé, comme l'indique le cas de l'uranium de retraitement mentionné ci-dessus au 3.1.1.

### 3.2 Les évolutions du parc nucléaire français

Deux phénomènes sont susceptibles d'affecter les transports de façon importante : la généralisation prévue du combustible Mox et le transport des grandes pièces contaminées issues des opérations de maintenance lourde.

#### 3.2.1 Les problèmes posés par la généralisation du combustible Mox

Ils sont sensibles pour les transports se dirigeant vers les centrales avec du combustible neuf, pour les transports s'en éloignant avec le combustible usé, mais surtout pour les transports effectués en amont de la fabrication du combustible.

Pour le combustible neuf, la présence de plutonium dans les assemblages combustibles en quantité « suffisante » entraîne le classement du colis dans la catégorie I au regard de la réglementation sur la protection physique des matières nucléaires. Il en résulte que chaque transport doit recevoir l'accord de l'autorité compétente, faire l'objet d'un suivi par l'Échelon opérationnel des Transports de l'IPSN et se soumettre à toutes les exigences de cette réglementation. Ces contraintes certaines qui sont imposées à EDF pour les transports actuellement pratiqués (seules 6 tranches sont aujourd'hui chargées en Mox) seront peut-être l'objet de négociations pour éventuellement alléger les obligations pesant sur le transport de combustible neuf lorsque son usage se généralisera.

Les caractéristiques radiologiques des assemblages usagés sont évidemment différentes de celles du combustible uranium ; une généralisation du Mox à l'ensemble du parc pourrait entraîner des modifications dans deux directions alternatives :

- soit l'exploitant fait le choix de conserver les emballages existants (essentiellement les TN 12), auquel cas il faudrait augmenter le temps de stockage du combustible en piscine après déchargement de façon à ramener la puissance thermique dégagée et l'activité des assemblages à des niveaux compatibles avec les caractéristiques normales des combustibles prévus pour le TN 12 ; il en résulterait, il me semble, une « tension » sur les capacités de stockage en piscine, qui pourrait peut-être poser des problèmes à l'exploitant ;
- soit il faut développer de nouveaux emballages contenant un nombre plus réduit d'assemblages, auquel cas le coût du transport augmente dans la proportion inverse.

Des entretiens avec COGEMA me permettent d'apporter les précisions suivantes : la solution retenue actuellement consiste à utiliser les TN 12 chargés par 4 assemblages Mox usagés placés au centre, entourés de 8 assemblages de combustible à l'uranium placés en périphérie. Cette « dilution » géométrique est compatible avec la gestion du Mox en tiers de coeur pratiquée aujourd'hui par EDF, même au cas où le combustible Mox serait généralisé à tout le parc. Des discussions pour le plus long terme sont en cours avec EDF sans qu'une solution définitive ait été définie pour l'instant.

L'impact principal sur les transports se situera en fait en amont du combustible Mox lui-même. La mise en service et la montée en puissance de l'usine MELOX provoqueront un développement des transports d'oxyde de plutonium de La Hague vers Marcoule que l'IPSN évalue à environ 200 opérations par an en régime normal, soit près de quatre transports par semaine.

A ces transports de plutonium s'ajouteront les transports vers le centre de stockage *ad hoc* des déchets dus à la fabrication du combustible et surtout le transport à La Hague des rebuts de fabrication, qui seront dirigés vers les installations de retraitement afin qu'y soient récupérées les matières valorisables. On sait en effet qu'une installation de traitement des rebuts, qui devait être située initialement sur le site même de MELOX, a été finalement annulée.

L'axe La Hague-Marcoule sera donc particulièrement fréquenté à partir de 1995...

### *3.2.2 Les grandes pièces contaminées issues des opérations de maintenance lourde*

Je pense bien évidemment aux générateurs de vapeur et/ou couvercles de cuves, qu'il va falloir gérer au fur et à mesure des remplacements programmés. Cette question a été effleurée seulement lors de l'audition du 3 novembre dernier.

Hormis la taille et le poids de ces pièces - le couvercle et son cocon ont une masse de 100 tonnes environ, la largeur du colis est de 5 mètres, sa hauteur 4,5 mètres - le problème principal est celui de la contamination. Il semble que quelques différences d'appréciation existent entre l'IPSN et EDF au sujet du degré réel de contamination (fixée ou non fixée).

Dans ces conditions l'étanchéité à l'eau est un paramètre essentiel de la sûreté de l'opération. Par exemple le transport d'un couvercle du Blayais à la BCOT (Base chaude opérationnelle de Tricastin) prendra typiquement 3 semaines.

Trois colis ont été fabriqués à l'heure actuelle. EDF souhaitait effectuer quatre transports d'ici à cet été, dont un dès la fin janvier-début février, mais les autorités lui ont demandé de surseoir à ce projet tant que certaines incertitudes concernant la protection contre les « pertes » de contamination n'auront pas été levées. Il ne faudrait pas effectivement qu'une précipitation trop grande nuise à la sécurité des personnes potentiellement exposées le long du trajet suivi.

Au demeurant il est évident qu'un tel transport est peu sujet au risque d'accident, du fait de la vitesse extrêmement réduite du convoi et de la protection assurée par l'escorte. Le seul risque concerne éventuellement l'affaissement des routes sous le poids des engins, perspective d'ailleurs mise en avant par les pluies et inondations qui ont frappé certaines régions françaises ces dernières semaines.

## EN DEFINITIVE, QU'EST-CE QUE LA SURETE DES TRANSPORTS ?

Je ne voudrais pas achever ces quelques considérations sur le contrôle de la sûreté des transports de matières radioactives sans revenir sur les fondements ultimes de la réglementation. Une fois encore, il ne saurait être question de poser des règles qui permettent (ou obligent) d'éviter totalement et absolument la survenance des accidents.

La réglementation des transports admet la possibilité d'occurrence des accidents et cherche à en limiter les conséquences radiologiques sur la population et les travailleurs, en fonction des connaissances actuelles sur les effets biologiques des doses reçues. Cette réglementation se fonde sur l'impossibilité d'obtenir un risque « zéro » et sur la possibilité de définir – et j'emploie délibérément cette expression au risque de choquer certaines âmes sensibles ou qui font semblant de l'être – un risque « socialement acceptable ».

Il est possible de contester ces prémisses, de soutenir qu'il n'existe pas de risque socialement acceptable et de demander par voie de conséquence la suppression totale du risque provoqué par les transports de matières radioactives... La logique demande alors que l'on fasse de même pour tous les risques issus des activités humaines.

Dans ces conditions l'analyse scientifique destinée à fonder la réglementation doit s'attacher à deux tâches principales (hors l'étude des effets des faibles doses, qui fournit le critère ultime mais dépasse le cadre des seuls transports) :

- l'étude des risques radiologiques impliqués par l'usage d'un colis déterminé placé dans des conditions déterminées ;
- l'étude des risques accidentels, qui repose sur la détermination des caractéristiques vraisemblables des accidents <sup>(37)</sup> et celle des taux de couverture des accidents par les colis ; il s'avère par exemple qu'en l'état actuel des connaissances les colis répondant aux normes NUREG 360 auraient un taux de couverture vis-à-vis des accidents aériens de 98%, alors que les colis de type C (moins exigeants) auraient un taux de couverture de 95% ; pour un gain de quelques points, quel est le prix qu'accepterait de payer la société ?

La réglementation a posé des normes qui ont jusqu'ici donné toute satisfaction – le bilan de sûreté des transports est éloquent à ce sujet. Cependant des progrès sont nécessaires dans l'étude des risques accidentels : il est essentiel d'avoir une meilleure appréciation quantitative des marges de sécurité qu'offre la réglementation actuelle vis-à-vis des risques réellement supportés par les opérations de transport.

S'il s'avère que certaines marges sont insuffisantes, il est clair que les exigences réglementaires correspondantes seront renforcées. Mais le mouvement inverse est également tout à fait possible.

---

<sup>37</sup> Je n'ai pas dit de l'« accident vraisemblable », qui est une dénomination « cachée » de l'accident moyen.

## CHAPITRE II

### LA RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS EXTERIEURS DES CENTRALES NUCLEAIRES

#### SUIVI MEDICAL ET SUIVI DOSIMETRIQUE

La protection radiologique des travailleurs des installations nucléaires fait l'objet d'une attention constante de la part de l'Office parlementaire depuis qu'il a engagé ses programmes d'études successifs consacrés au « *contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires* ».

Cette attention est à l'évidence justifiée.

Tout d'abord parce que sont concernés au premier chef des travailleurs qui, s'ils ne sont pas tous nationaux ou citoyens, sont quand même placés sous la protection des lois adoptées par le Parlement et des règles d'application édictées par le pouvoir exécutif. L'efficacité de cette protection est à mon sens le seul critère au regard duquel on devrait juger de sa validité, donc de sa légitimité.

Ensuite parce que certains des acteurs principaux sont des institutions publiques (administrations, entreprises, établissements publics voire organismes sans statut bien défini...) - même si en l'occurrence elles sont en forte interaction avec des organismes purement privés, les entreprises extérieures. A l'évidence, ceci ne saurait laisser indifférent le parlementaire dans l'exercice de son pouvoir de contrôle.

Enfin parce que de telles questions sont évoquées au plus haut niveau des instances internationales et communautaires. Là encore il me paraît important de voir dans quelles conditions sont définies et défendues les positions françaises au sein de ces organisations extra-nationales, dont la production, directement normative ou non, a une répercussion inéluctable sur notre propre dispositif juridique.

J'avais choisi cette année de me concentrer sur les travailleurs extérieurs des centrales nucléaires. Il me semble avoir bien fait, car j'ai conscience aujourd'hui de ne pas avoir épuisé toute la matière du sujet mais au contraire d'avoir défriché l'espace nécessaire à un nouveau programme d'étude...

Il n'est un secret pour personne que la maîtrise des doses reçues par les travailleurs extérieurs intervenant sur les centrales nucléaires est aujourd'hui la pierre angulaire de la

politique de radioprotection. Parallèlement leur suivi dosimétrique et médical laisse souvent à désirer, tout particulièrement pour les travailleurs des entreprises petites ou moyennes et pour ceux qui exercent dans le cadre d'un contrat de travail précaire.

L'exploitant est sensibilisé à ce problème et s'est fortement mobilisé pour entamer des actions correctrices, tout en voyant certaines de ses initiatives bridées par un contexte normatif rigide. Ceci révèle des dysfonctionnements plus profonds, qui appellent à redéfinir le cadre général de surveillance des travailleurs concernés.

## **A. LES TRAVAILLEURS EXTERIEURS DANS LES CENTRALES NUCLEAIRES : UNE DOSIMETRIE TROP IMPORTANTE POUR UN SUIVI SOUVENT TROP LACHE**

### **1. QUELQUES RESULTATS DE DOSIMETRIE CONCERNANT LES TRAVAILLEURS EXTERIEURS**

*"Chaque État membre veille à ce que le système de surveillance radiologique donne aux travailleurs extérieurs une protection équivalente à celle dont disposent les travailleurs employés à titre permanent par l'exploitant."* Force est de constater que cette disposition de la directive 90-641 EURATOM du 4 décembre 1990 n'est pas encore vraiment entrée dans les faits.

Il est vrai qu'en l'occurrence la notion de « protection » doit s'entendre comme une obligation de moyens plutôt que comme une obligation de résultat.

#### **1.1 Les résultats issus d'enquêtes et d'investigations générales**

##### **1.1.1 Les chiffres du SCPRI**

Aux termes de l'article 49.2 du décret du 28 avril 1975 modifié, *"le service central de protection contre les rayonnements ionisants enregistre les résultats de la surveillance des travailleurs à ces rayonnements, en liaison avec les médecins du travail, et il assure l'exploitation et la conservation de ces résultats."*

Le SCPRI est donc normalement une source d'information privilégiée. Son intervention est faite limitée aux travailleurs dont on veut bien lui donner connaissance...

Comme il l'a indiqué au cours de l'audition publique qui a eu lieu à l'Assemblée nationale le 18 novembre 1993, le SCPRI a suivi 10 974 travailleurs extérieurs en 1992. Il connaissait 974 entreprises intervenant en centrales pour le mois de septembre 1993.

Dans un article écrit en octobre 1991, MM. ZERBIB et FOREST tentaient d'effectuer une synthèse des données dosimétriques permettant d'évaluer les doses reçues par les travailleurs d'entreprises extérieures <sup>(1)</sup>. Ils dressaient ainsi à partir des *"maigres données*

---

<sup>1</sup> J.C. ZERBIB, H. FOREST, *Le suivi dosimétrique des travailleurs des « entreprises extérieures » intervenant dans les installations nucléaires* (ref : 91.191jcz-4w/prevent)



publiées par le SCPRI dans ses rapports annuels d'activité" le tableau suivant, en remarquant qu'à partir de 1986 le SCPRI n'a plus publié de rapport d'activité.

**Évolution de la dosimétrie annuelle des « entreprises extérieures » (1)**

Année	Nombre de travailleurs	Dose moyenne	Fraction par tranche de dose (en %)				
			0 à 5	5 à 10	10 à 15	15 à 50	> 50
1976	2182	1,7	95,1	2,5	1,4	0,8	0,17
1977	2399	2,4	95,7	2,4	1,2	0,6	0,1
1978	2790	1,4	96,0	2,4	1,0	0,5	0,1
1979	3247	1,3	95,9	2,3	1,1	0,6	0,1
1980	4596	0,9	95,8	2,0	1,3	0,8	0,1
1981	5713	2,1	92,8	2,3	1,5	3,3	0,1
1982	6397	(2)	86,6	6,2	3,0	4,1	< 0,1
1983	6977	-	84,2	6,7	3,8	5,2	< 0,1
1984	7330	-	84,9	5,7	3,5	5,8	< 0,1
1985	7928	-	85,0	6,7	3,1	5,2	< 0,1
1986	(3)	-	-	-	-	-	-
1989 (4)	7011	-	77,1	9,3	5,1	8,5	1 dose
1992 (5)	10 974	-	(6)	12,2	7,2	9,9	< 0,1

les doses sont exprimées en milligrays

(1) le SCPRI fournit des données statistiques pour quatre types d'activité : médecine, industrie, recherche, divers ; ce service précise que la rubrique « industrie » regroupe essentiellement les opérateurs de gammagraphie et les agents intervenant dans les centrales nucléaires

(2) depuis 1982 le SCPRI ne publie plus les doses moyennes dans ses rapports d'activité

(3) depuis 1986 le SCPRI ne publie plus de rapport d'activité

(4) cette ligne est extraite d'un article du Dr. PILLÉ paru dans la *Revue de Médecine du Travail*

(5) chiffres communiqués par le SCPRI lors de l'audition du 18 novembre 1993

(6) 33,3% de doses considérées nulles + 37% comprises entre 0,2 et 5 mSv

**1.1.2 Les chiffres fournis par EDF**

EDF a mis en place un système de dosimétrie dite « opérationnelle », fondée sur l'emploi de dosimètres électroniques et dont les résultats sont enregistrés de façon centralisée grâce à l'application dénommée DOSINAT. Pour 1992 DOSINAT a fourni les résultats suivants, calculés sur 42 059 travailleurs.

**Résultats 1992 issus du système DOSINAT**

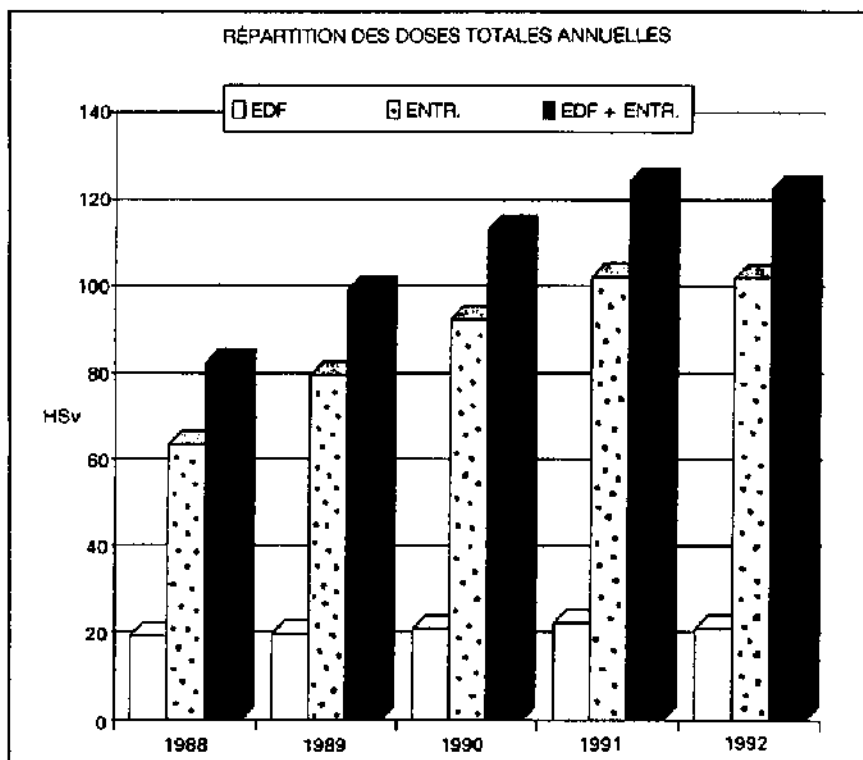
	en % du total		en % des travailleurs exposés	
	EDF	ENTREPRISES	EDF	ENTREPRISES
sans dose	10,0	26,8	sans objet	sans objet
0 à 0,5	10,4	13,0	15,4	20,6
0,5 à 1	3,0	3,2	4,7	5,1
1 à 2	3,4	3,8	5,4	6,0
2 à 5	4,0	6,6	6,3	10,4
5 à 10	2,0	5,3	3,2	8,4
10 à 20	0,9	4,8	1,4	7,6
20 à 40	0,1	2,6	0,2	4,1
40 à 50	0,0	0,1	0,0	0,2

Source : EDF ; les doses sont exprimées en mSv

Deux choses sont à noter : 1/ aucun travailleur n'a été exposé au-dessus de 50 mSv, qui est la limite de dose actuellement définie pour les travailleurs ; 2/ les

chiffres correspondant aux colonnes « en % des travailleurs exposés » ont été reconstitués par l'Office parlementaire car EDF n'a indiqué lors de l'audition publique que les chiffres prenant en compte le total des travailleurs entrés dans DOSINAT, y compris les travailleurs sans doses.

Au total, d'après ces chiffres 37,6% des travailleurs exposés étaient des travailleurs EDF, 62,4% étaient des travailleurs d'entreprises extérieures. Ces travailleurs ont reçu près de 84% de la dose collective totale contre 16% pour les travailleurs d'EDF. Cette répartition est confirmée sur plusieurs années, comme l'indique le graphique suivant :



Sur longue période, on peut dresser un autre tableau, à partir des indications fournies dans les rapports annuels du Service de la Production thermique d'EDF.

*Évolution de la répartition de dose collective totale  
dans les centrales nucléaires EDF*

Année	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989
EDF	4,00	7,70	7,30	11,00	15,90	18,70	21,00	21,50	22,50	23,70	23,20	26,41
Intervenants	6,00	10,60	11,60	19,80	20,70	35,70	35,10	43,75	67,65	66,85	64,92	77,85
Total	10,0	18,30	18,90	30,80	36,60	54,40	56,10	65,25	90,15	90,55	88,12	104,26
Interv. (en%)	60,0	57,9	61,4	64,3	56,6	65,6	62,6	67,0	75,0	73,8	73,7	74,7

Source : rapports d'activité du Service de la Production thermique ; doses en homme.Sv  
cité dans J. C. ZERRIB et H. FOREST, op. cit.

### 1.1.3 ISOE, un outil indispensable pour une comparaison internationale

La mise en place récente par l'OCDE du système ISOE <sup>(2)</sup>, géré à Paris par le CEPN <sup>(3)</sup> permet de faire quelques comparaisons intéressantes avec les pays qui participent au système.

L'Agence de l'OCDE pour l'Énergie nucléaire a pris l'initiative, il y a quelques années, d'encourager l'échange international d'informations sur la gestion de la radioexposition professionnelle dans les centrales nucléaires, afin d'aider les exploitants à tirer parti de leurs expériences respectives. L'AEN a donc établi à compter du 1<sup>er</sup> janvier 1992 un Système d'Information sur la Radioexposition professionnelle (*Information System on Occupational Exposure*, ou ISOE).

ISOE a pour objectif de mettre à la disposition des participants :

- une large base de données périodiquement actualisée sur la radioexposition professionnelle dans les centrales nucléaires et sur les méthodes permettant d'améliorer la protection des travailleurs ;
- un mécanisme permettant d'analyser et d'évaluer les données recueillies afin de contribuer à déterminer les tendances et à cerner les domaines sensibles de l'application du principe d'optimisation de la protection (principe ALARA) ;
- une voie permettant d'accéder aisément aux organisations et aux experts qui ont une bonne connaissance et une bonne expérience de la radioprotection professionnelle et des techniques de réduction des doses.

ISOE fournit des informations générales sur le comportement global des installations nucléaires exprimées en termes de données sur la radioexposition et de mesures de radioprotection prises pour réduire les doses et les débits de dose. Ces informations portent par exemple sur les doses collectives annuelles délivrées aux personnels, leur ventilation en fonction des intervalles de dose, les spécifications concernant les matériaux et la chimie, les techniques de décontamination, les systèmes dosimétriques et les programmes de formation. Le système contient aussi des informations sur des interventions ou tâches déterminées ayant été exécutées.

Le système remplit deux fonctions distinctes et complémentaires, respectivement définies comme la fonction « banque de données » et la fonction « gestion et analyse des données » :

- la fonction « banque de données » consiste à : 1/ mettre en place et maintenir une base de données actualisée sur les divers types d'informations définis ci-dessus ; 2/ assurer le contrôle de la qualité des données ainsi que le stockage et

---

<sup>2</sup> *Information System on Occupational Exposure*

<sup>3</sup> Centre d'Étude sur l'Évaluation de la Protection dans le Domaine nucléaire, association loi de 1901 dont les adhérents sont EDF, l'IPSN et la COGEMA, qui constitue un pôle de recherche et d'études dans les domaines de l'optimisation de la radioprotection, la comparaison des risques pour la santé et l'environnement associés aux systèmes énergétiques.

la protection des informations ; 3/ fournir un service de recherche et d'extraction des données ;

- la fonction « gestion et analyse des données » comprend l'établissement et la diffusion régulière de compilations, analyses et autres rapports ; ISOE fournit également aux participants un programme informatique pour la gestion des données dosimétriques ; enfin ISOE offre un lieu d'échanges directs d'information entre participants sur les questions d'intérêt commun.

Les fonctions contenues dans ISOE proviennent de deux sources principales : d'une part l'expérience acquise en cours d'exploitation par les exploitants des centrales nucléaires et les résultats des études et projets de recherche réalisés par les organes réglementaires ; d'autre part des sources d'information extérieures telles que les réunions spécialisées et les revues scientifiques et techniques.

Le fonctionnement du système est confié à trois centres techniques régionaux, dont un en France au CEPN (Fontenay-aux-Roses) desservant la région européenne, l'autre aux États-Unis desservant l'Amérique du Nord, un autre au Japon pour la région Pacifique. L'AEN assure la coordination générale des travaux. En outre des discussions sont en cours avec l'AIEA en vue de créer un quatrième centre technique à l'AIEA, à Vienne, afin de desservir les organisations de pays non membres de l'AEN qui souhaiteraient participer au système ISOE. Ces centres échangeront régulièrement des informations provenant de leurs régions respectives afin que tous les participants puissent accéder à la base de données dans son ensemble à partir de chaque centre.

Tous les types de réacteurs de puissance en service dans la zone de l'OCDE doivent en principe être couverts par ISOE. Il est aussi prévu qu'après un certain temps le système sera élargi à toutes les autres installations liées au cycle du combustible.

La gestion du système est confiée à un groupe directeur composé de représentants de tous les pays participants et des organisations internationales concernées. Il est prévu de se coordonner avec le système d'information géré par la Commission des Communautés européennes, avec l'AIEA et avec l'organisation mondiale des exploitants nucléaires WANO.

ISOE a permis de publier en 1993 un premier document du plus grand intérêt, bien qu'en anglais : *Expositions professionnelles dans les centrales nucléaires, 1969-1991*. Il y est dressé - entre autres - un tableau comparatif des doses reçues par les travailleurs extérieurs ainsi que la proportion des doses collectives générées par les arrêts de tranche.

Tous les pays utilisant des REP ont des répartitions de dose collective à peu près semblables. Cependant la contribution des travailleurs extérieurs à la dose collective totale est inférieure dans les REB. Cela n'est pas très surprenant : en effet le personnel extérieur travaille essentiellement pendant les arrêts de tranche alors que la part de la dose due à l'arrêt de tranche dans la dose collective est plus faible pour les REB que pour les REP.

**Contribution des personnels extérieurs à la dose collective totale en 1991**

Filière	Pays	%
REP	Allemagne	88
	Belgique	84
	Espagne	92
	Finlande	78
	France	82
	Pays-Bas	70
	Suède (1)	-
	Suisse	67
	Europe	82
	Japon	97

Filière	Pays	%
REB	Allemagne	78
	Espagne	79
	Finlande	79
	Pays-Bas	58
	Suède (2)	72
	Suisse	71
	Europe	76
	Japon	95
CANDU	Canada	27

(1) Pour aucun des réacteurs les données n'ont été séparées en fonction de la nature du personnel

(2) Pour un réacteur les données n'ont pas été séparées en fonction de la nature du personnel

REP : réacteur à eau sous pression ; REB : réacteur à eau bouillante

**Contribution des arrêts de tranche à la dose collective totale en 1991**

Filière	Pays	%	Jours
REP	Allemagne (1)	92	74
	Belgique	82	43
	Espagne	85	46
	Finlande	96	35
	France	83	83
	Pays-Bas	73	91
	Suède	84	31
	Europe	82	77
	Japon	97	143
	États-Unis	?	?

Filière	Pays	%	Jours
REB	Allemagne	70	58
	Espagne	59	20
	Finlande	90	18
	Pays-Bas	55	52
	Suède	80	27
	Europe	71	37
	Japon	90	144
	États-Unis	?	?

(1) seulement pour les unités participant à ISOE

## 1.2 Les études ponctuelles

Il est possible de trouver des renseignements utiles dans quelques enquêtes effectuées directement sur le terrain, à des occasions déterminées. Il faut bien prendre conscience cependant des faiblesses inhérentes aux résultats que l'on peut tirer de telles investigations : les principales faiblesses sont la taille réduite et la non représentativité au sens statistique des échantillons étudiés. Il en découle que les conclusions ne peuvent être tenues pour des représentations fidèles de la réalité, même si l'on peut penser qu'elles en donnent une image raisonnablement approchée.

### 1.2.1 L'enquête INSERM sur des personnels de la centrale de Chinon

Cette enquête<sup>(4)</sup> a été conduite auprès d'un échantillon de 87 salariés ayant travaillé sur la centrale de Chinon aux environs de l'année 1988. Une présentation plus détaillée des conditions de cette enquête est effectuée au point 2.1. Les investigations dosimétriques ont été réalisées à partir de quatre sources, ou types de données :

<sup>4</sup> A. THEBAUD-MONY (rapporteur), *Enquête de médecine du travail sur le suivi médico-réglementaire des salariés prestataires de service des installations nucléaires de base*, Inspection médicale du Travail - INSERM, décembre 1991.

- la dosimétrie réglementaire, fournie par les médecins sur la base des données transmises par les laboratoires de développement (SCPRI, LCIE <sup>(5)</sup>) ;
- la dosimétrie reconstituée par le médecin du travail à partir des différentes sources (laboratoires, dosimétrie opérationnelle, « Carnet vert » c'est-à-dire carnet d'accès EDF, ou pour laquelle on ne connaît pas la source première) ;
- la dosimétrie électronique enregistrée par les centrales au moment de l'intervention <sup>(6)</sup> ;
- la dosimétrie du « Carnet vert » rempli par le salarié lui-même.

Pour la durée totale couverte par l'étude, il n'était possible de connaître les données dosimétriques sur douze mois dans l'année et sur cinq ans que dans 20% des cas. Les auteurs ont donc limité la période d'observation à l'année comprise entre le 1<sup>er</sup> août 1987 et le 31 juillet 1988, pour laquelle les données recueillies sont les plus complètes. Ils ont également limité le nombre de salariés à ceux pour lesquels l'information concernant la dosimétrie existe pour chaque source de données sur la période considérée (Carnet vert, médecin du travail, centrale). La population étudiée se restreint alors à 61 salariés (soit 70% de la population totale de l'étude), parmi lesquels les intérimaires ne sont plus qu'au nombre de 5 (contre 12 sur la population totale).

L'enquête met ainsi en évidence deux résultats fondamentaux :

1/ une grande variabilité des doses enregistrées selon les sources ; les raisons en sont par ordre d'importance : les films non développés ; l'absence d'informations transmises par les laboratoires ; des doses film nulles ou très inférieures aux doses électroniques ; des films non envoyés ou non rendus ;

2/ des doses élevées pendant la période étudiée :

- la dose moyenne mensuelle par mois de présence en zone contrôlée est de 2,274 mSv (écart-type = 1,758) ; ont été considérés comme mois de présence en zone contrôlée ceux pour lesquels les salariés ont présenté des doses dans un des quatre recensements de dosimétrie ;

#### *Doses moyennes mensuelles reçues par la population de l'échantillon*

Métiers	Dose moyenne	Écart type
Calorifugeage / décalorifugeage	2,726	2,051
Mécanique	2,722	1,732
Servitudes nucléaires	2,706	1,724
Tuyauterie / robinetterie	2,440	1,401
Gammagraphie	1,846	1,869
Électricité / électronique	0,898	1,486

doses exprimées en mSv

<sup>5</sup> Laboratoire Central des Industries Électriques (Fontenay-aux-Roses).

<sup>6</sup> Note du Rapporteur : ou plus exactement au moment de la sortie de la zone contrôlée.

- la dose moyenne mensuelle est plus élevée chez les intérimaires que dans les autres filières d'emploi (2,580 mSv) ;
- pour les 61 salariés exposés à plus de 1 mSv par an (selon la dosimétrie reconstituée par les médecins), la dose moyenne annuelle est de 15,40 mSv (écart type = 11,825) ;
- pour les 19 salariés exposés à plus de 20 mSv par an (selon la dosimétrie reconstituée par les médecins), la dose moyenne annuelle est de 30,602 mSv (écart type = 6,865) ;

Les auteurs comparent ensuite la dose moyenne mensuelle (en 1988) reçue par les agents DATR d'EDF pris dans leur ensemble et les salariés DATR des entreprises extérieures considérés dans l'étude : les premiers ont reçu une dose comprise entre 0,144 et 0,197 mSv, les seconds une dose de 2,274 mSv *"soit une exposition entre 11,5 et 15,7 fois plus forte."*

Je souhaite souligner ici deux points essentiels. Tout d'abord l'importance d'une telle étude, qui s'est attachée à recueillir de la façon la plus exhaustive possible l'ensemble des données pertinentes pour la population qu'elle avait choisi d'étudier. De plus les investigations menées auprès des médecins du travail conduiront peut-être à moyen terme à une plus grande sensibilisation de ceux-ci. Ceci ne pourrait être que très favorable à la qualité du recueil des données nécessaires à une poursuite ou une extension de l'étude.

Mais il faut bien voir aussi le caractère fragile des conclusions que l'on peut tirer de l'étude actuelle : en effet il est certain que l'agrégation de données d'origines aussi multiples et fragmentées sur un échantillon de taille aussi réduite ne peut qu'accroître les incertitudes méthodologiques et numériques pesant sur les résultats.

Ce serait certainement une erreur que de vouloir utiliser les valeurs numériques de l'étude INSERM pour les généraliser directement à l'ensemble du parc nucléaire. L'amplitude des écarts-type déterminés pour chaque valeur moyenne calculée suffit à le montrer.

### 1.2.2 L'étude du Dr. PILLE

Le Dr. PILLE, médecin du travail appartenant au Service de médecine du travail du BTP de Rouen-Dieppe, a été amené à suivre des travailleurs intervenant en zone contrôlée dans les centrales de Seine Maritime (Paluel et Penly). Il note que *"De nombreuses publications, en particulier dans les médias « grand public » [...] semblent avoir entraîné chez les travailleurs intervenant dans nos centrales électronucléaires un certain nombre d'interrogations quant aux risques potentiels auxquels ils sont exposés. En particulier, ils paraissent de plus en plus demandeurs des résultats de leur suivi dosimétrique, notamment pour se situer par rapport à leurs compagnons, au sein de leur entreprise comme d'une entreprise à l'autre."* C'est pour pouvoir mieux répondre à ces

interrogations que le Dr. PILLE a décidé d'étudier la dosimétrie des travailleurs DATR pour certaines des entreprises qu'il est amené à suivre <sup>(7)</sup>.

**a. Méthode d'étude.** Il convient tout d'abord de choisir les entreprises de façon à travailler sur les données les plus pertinentes. Le choix a répondu à cinq critères :

- l'activité de l'entreprise en zone contrôlée se fait exclusivement sur des sites EDF ;
- cette activité correspond toujours à un type de travail bien défini et s'exerce depuis suffisamment longtemps et avec un nombre de personnes suffisamment important pour permettre le recueil du plus grand nombre possible de résultats ;
- les personnes doivent être effectivement exposées aux rayonnements ionisants <sup>(8)</sup> ;
- la surveillance dosimétrique doit être assurée conformément à la réglementation, les résultats devant parvenir directement du SCPRI au médecin, à l'exclusion de tout autre laboratoire et de tout autre mode de transmission (photocopie...) ;
- la surveillance du personnel de ces entreprises est uniquement assurée par le Dr. PILLE, quelle que soit la région où il travaille.

**b. Types de travaux étudiés.** Cinq entreprises sont retenues, l'une d'elles ayant en fait deux activités bien distinctes et exercées par du personnel différent. L'enquête concerne donc 6 types de travaux :

- *le génie civil* : cette activité comprend des travaux de forage béton à l'aide d'outils diamant (diamètre de 30 à 500 mm) et leur corollaire de scellements spéciaux ; à ces travaux ayant pour but l'implantation de nouveaux matériels s'associe une activité de maçonnerie beaucoup plus traditionnelle avec démolition et reconstruction de divers ouvrages en béton ; cette activité s'exerce dans tous les bâtiments en zone contrôlée sans particularité ;
- *les servitudes nucléaires* : 1/ la tenue de magasins dans lesquels se fait la fourniture de matériel et d'outillage ne pouvant quitter la zone contrôlée ; 2/ le gardiennage en entrée et en sortie de zone contrôlée (ces contrôles portent sur la nature du matériel et sur son niveau de contamination) ; 3/ la décontamination de matériels et de locaux (de façon manuelle avec un chiffon, ou à l'aide de peintures pelables ou d'eau sous pression) ; 4/ le tri des déchets, qui a pour but de diminuer le volume de ce qui doit être placé dans les fûts en béton (pour un débit de dose inférieur à 2 mSv/heure ces déchets restent

---

<sup>7</sup> Dr. PILLE, « Étude de l'exposition externe des travailleurs non EDF intervenant dans les centrales électronucléaires : essai de quantification pour certains travaux », in *Revue de Médecine du Travail*, Tome XVIII, numéro 1, 1991.

<sup>8</sup> Le Dr. PILLE remarque que certaines entreprises ont du personnel DATR uniquement « au cas où... » et que les entreprises qui terminent les travaux de montage avant la première divergence sont obligées par EDF de se comporter comme si le risque existait déjà, donc de faire passer quelques travailleurs sous la qualification DATR.



stockés en fût métallique); 5/ l'assistance aux autres intervenants, qui comprend l'aide à l'habillage et au déshabillage, le montage de sas permettant de limiter la propagation de la contamination, les contrôles de radioprotection, la mise en place de protections biologiques...

- *les travaux électriques* : ceci se limite exclusivement à la maintenance des installations d'éclairage des bâtiments, à l'exclusion de toute intervention sur les systèmes de commande et de régulation propres au fonctionnement du réacteur ; cette activité comprend essentiellement le remplacement des tubes fluorescents, des lampes à incandescence et des blocs URA ; elle intéresse la totalité de la zone contrôlée sans particularité notable ;
- *le montage des échafaudages* : il s'agit du montage des passerelles de service qu'EDF met à disposition des personnels qui interviennent sur le matériel électromécanique ; cette activité traditionnelle (montage en tubes et colliers) se réalise en tout lieu de la zone contrôlée, notamment le bâtiment réacteur à proximité du circuit primaire (cuve, générateurs de vapeur, tuyauteries, pompes primaires, pressuriseur) ;
- *la métallerie* : ces travaux comprennent les modifications apportées aux planchers métalliques (caillebotis et charpentes intérieures), aux échelles et aux garde-corps, aux monorails et aux portes métalliques ; c'est une activité traditionnelle de serrurerie métallique qui s'exerce en tout lieu de la zone contrôlée ;
- *le calorifugeage / décalorifugeage* : il s'agit de la dépose et la repose du calorifuge du circuit primaire pour permettre d'éventuelles modifications ainsi que la vérification systématique des soudures ; le travail est tout à fait classique (laine de verre ou tôle inox gaufrée protégée par un capot en inox).

c. **Informations exploitées.** Le point de départ de l'enquête est représenté par le relevé dosimétrique des entreprises étudiées pour la période de mars 1990. De ces relevés ont été exclus le personnel de bureau (sauf le chef de chantier) ainsi que les intérimaires non suivis par le médecin du travail. Les renseignements ont été exploités à partir des fiches d'exposition et de la fiche relative aux conditions de travail, contenues dans le dossier médical spécial :

- *ancienneté DATR* : c'est l'ancienneté (exprimée en mois) de l'exposition au risque uniquement pour l'entreprise étudiée, même si précédemment le travailleur effectuait des interventions comparables pour d'autres entreprises ;
- *cumul de dose* : c'est la somme (exprimée en mSv) de toutes les doses enregistrées pour le salarié depuis sa mise au travail à un poste DATR dans l'entreprise étudiée ; il n'est tenu compte que de la dose film, sauf dans le cas où le film a été détérioré ou perdu, où il a été fait appel à la dosimétrie électronique journalière fournie par le salarié <sup>(9)</sup> ;

---

<sup>9</sup> Du fait des différences entre dosimétrie film et dosimétrie réglementaire, le Dr. PILLÉ a décidé d'attribuer : une dose film nulle lorsque la dose électronique est inférieure à 1 mSv ; une dose film de 4,2 mSv lorsque la dose électronique est comprise entre 1 et 5 mSv ; une dose film de 10 mSv lorsque la dose électronique est supérieure

- *dose annuelle moyenne* : c'est le quotient de la dose cumulée par l'ancienneté DATR, selon les définitions et modes de calcul présentés ci-dessus, multiplié par 12 ;
- *périodes de séjour en zone contrôlée* : c'est le nombre de mois où le salarié a séjourné au moins une fois en zone contrôlée pour l'entreprise étudiée ; ce nombre correspond donc également au nombre de résultats dosimétriques pris en compte, puisque le relevé dosimétrique réglementaire est effectué tous les mois ;
- *dose MIN et dose MAX* : doses extrêmes enregistrées pour le travailleur ;
- *dépassement des normes de sécurité* : c'est le nombre de résultats dosimétriques (mensuels) situés au dessus de 4,2 mSv, qui est le douzième de la limite de dose annuelle ; il peut être assimilé dans son principe au nombre de résultats films classés en Catégorie II par le SCPRI <sup>(10)</sup>, ce service retenant comme dose « d'alerte » le niveau de 4,5 mSv représentant le onzième de la dose maximale annuelle (prise en compte d'un mois de congés payés).

**d. Résultats.** L'étude du Dr. PILLE a porté sur 124 travailleurs représentant 3 542 résultats dosimétriques. Elle donne les résultats déterminés pour chaque travailleur (sous forme non nominative bien entendu). Sur les 3 542 résultats, 69 résultats films inconnus (soit un peu plus de 1% du total) ont été extrapolés selon les principes décrits dans la note de bas de page précédente. D'après le Dr. PILLE, "il semble que l'on puisse considérer comme acceptable un taux de résultats films inconnus inférieur à 1%."

Pour des raisons évidentes de commodité, je ne ferai ici qu'une présentation synthétique des résultats, en calculant sur chacun des six métiers étudiés des valeurs moyennes, maximales, minimales et d'écart-type (tableau en page suivante).

Le Dr. PILLE établit ensuite une ventilation de la dose moyenne annuelle de chaque travailleur suivant son importance :

*Répartition des travailleurs selon leur dose moyenne annuelle*

Dose (en mSv)	Fraction par tranche de dose (en % du total)						
	SCPRI	GC	SN	ME	E	MT	CF
< 0,20	45,9	0	8	46,2	0	0	0
0,20 à 5	31,2	100	35	53,8	8,3	16,7	0
5 à 10	9,3	0	42	0	37,5	27,7	38,4
10 à 15	5,1	0	12	0	50	50	46,2
15 à 50	8,5	0	2	0	4,2	5,6	15,4
> 50	< 0,1	0	0	0	0	0	0

SCPRI : données de l'année 1989

GC : Génie civil ; SN : Servitudes nucléaires ; ME : Maintenance électricité

E : Échafaudages ; MT : Métallerie ; CF : Calorifugeage

à 5 mSv (cette valeur de 10 mSv correspond au tiers de la dose maximale admissible dans les conditions normales de travail au cours de 3 mois consécutifs).

<sup>10</sup> La catégorie II est intitulée « Dépassement des normes aux règles de sécurité mais sans conséquence pour la sécurité des travailleurs ».

*Synthèse des résultats de l'étude PILLE*

	GC	SN	ME	E	MT	CF
Travailleurs	6	50	13	24	18	13
Nombre de résultats	215	1264	516	595	512	440
Ancienneté DATR (en mois)						
min	21	2	1	0	1	5
max	57	62	64	45	63	61
moyenne	41,7	27,1	55,1	29,3	37,7	45,2
écart-type	12,8	15,5	15,4	13,8	17,5	14,1
Cumul de dose (en mSv)						
min	0,8	0	0	0,2	1,2	5,4
max	5,0	44,5	9,7	53,7	51,8	86,1
moyenne	2,9	12,1	2,2	26,3	28,8	44,3
écart-type	1,4	11,1	2,7	16,1	13,8	19,3
Dose annuelle moyenne (en mSv)						
min	0,46	0	0	1,8	3,6	5,2
max	1,71	15,6	1,84	17,0	15,4	17,8
moyenne	0,84	5,55	0,45	10,2	10,1	12,0
écart-type	0,46	3,83	0,55	3,9	3,7	3,6
Périodes en zone contrôlée (en mois)						
min	19	2	3	1	1	5
max	49	59	56	44	44	50
moyenne	35,8	25,3	36,7	24,8	28,4	33,8
écart-type	10,1	14,8	14,5	13,1	11,5	11,2
Dose Min (sur 1 relevé dosimétrique)						
min	0	0	0	0	0	0
max	0	0,90	0	0,5	0	0
moyenne	0	0,035	0	0,04	0	0
écart-type	0	-	0	0,13	0	0
Dose Max (sur 1 relevé dosimétrique)						
min	0,60	0	0	0,8	3,9	2,4
max	2,20	10,0	4,20	7,5	8,6	10,0
moyenne	1,24	2,2	0,92	3,7	5,8	5,4
écart-type	0,64	1,9	1,06	1,9	1,5	1,9
Dépassement des « normes »						
min	0	0	0	0	0	0
max	0	2	1	3	5	6
moyenne	0	0,18	0,1	0,7	2,1	2,2
écart-type	0	0,44	-	1,0	1,4	1,6

Là encore il convient de prendre garde à la faible taille de l'échantillon, d'autant que l'étude a distingué entre six métiers, réduisant par là même la cohorte principale en sous-cohortes d'autant plus petites. Le Dr. PILLE ne cache pas *"les limites de cette étude : en aucun cas les résultats rapportés ici ne pourraient être considérés comme représentatifs et donc extrapolés à n'importe quel autre intervenant. Par contre ils devraient pouvoir l'être, au moins comme ordre de grandeur, dès lors qu'il existe une similitude non seulement sur la nature des travaux mais également en ce qui concerne l'emplacement de la zone contrôlée où ils ont été exécutés. Ces deux conditions doivent impérativement rester liées."*

Les grandeurs les plus pertinentes sont certainement les doses annuelles moyennes. Elles permettent en effet d'établir deux sortes de comparaisons : 1/ entre des entreprises

différentes qui exerceraient dans le même secteur d'activité ; 2/ entre activités. On voit par exemple sur ce deuxième point que si l'on prend comme référence l'agent de maintenance électrique (le moins exposé en moyenne), le maçon reçoit une dose 1,7 fois plus élevée, l'agent de servitude nucléaire 12 fois, le métallier 19,5 fois, l'échafaudeur 23 fois et le calorifugeur 25 fois.

Il serait donc de peu d'intérêt de déterminer une dose moyenne générale (calculée sur toutes les professions) compte tenu de la dispersion des résultats entre les divers métiers. On peut remarquer en revanche qu'aucun travailleur ne dépasse la dose de 20 mSv (en moyenne sur son ancienneté DATR).

Le Dr. PILLE note enfin que, pour ce qui concerne les doses faibles, un grand nombre de travailleurs étudiés pourrait être assimilés à des travailleurs de catégorie B, au regard de la seule limite de dose annuelle <sup>(1)</sup>. C'est le cas pour la totalité des travailleurs en maçonnerie, 98% des agents de servitudes nucléaires, 95,8% des échafaudeurs, 93,7% des métalliers et 84,4% des calorifugeurs.

Et de conclure alors la discussion des résultats en s'interrogeant sur *"la question de savoir s'il est véritablement indispensable de pratiquer indistinctement à tous ces travailleurs la lourde surveillance semestrielle prévue par les textes réglementaires. Il nous paraîtrait plus utile d'imposer pour tous les travailleurs, quel que soit leur niveau potentiel d'exposition, la tenue du dossier médical spécial et la surveillance individuelle d'exposition, qui ne sont actuellement obligatoires que pour les travailleurs de catégorie A. La surveillance médicale pourrait alors être adaptée, sous la responsabilité du médecin du travail, en fonction de l'importance des doses enregistrées."*

### 1.2.3 L'étude « CIPR » de l'IPSN

Afin de contribuer à la concertation avec les experts français qui participent à la traduction réglementaire des nouvelles recommandations de la CIPR dans les instances internationales, un groupe de travail a été créé sous l'égide du Comité de Direction de l'IPSN. Ce groupe de travail a effectué - entre autres actions - une enquête auprès des entreprises représentant l'ensemble des activités de l'industrie nucléaire civile, afin de connaître les impacts que pourrait avoir la mise en application des recommandations de la CIPR, qui abaissent les limites de dose.

Un questionnaire a été envoyé, portant sur l'activité exercée, les effectifs suivis sur le plan dosimétrique, le nombre de personnes dont la dose dépasse 15 puis 20 mSv et le nombre de personnes ayant reçu plus de 100 mSv en 5 ans. L'enquête a eu lieu au second semestre 1992, les doses recueillies portant donc sur l'année 1991. Elle a été examinée par le groupe de travail en juillet 1993.

Sur l'ensemble du cycle 54 entreprises ont fourni des données, qui portent sur un effectif surveillé de 44 200 personnes et sur une dose collective de 98 homme.Sv.

---

<sup>11</sup> L'étude n'a pas porté sur des grandeurs trimestrielles, donc la comparaison à la limite trimestrielle définie pour les travailleurs de catégorie B ne peut pas être effectuée.

L'objectif de l'enquête était donc à la fois plus large et plus étroit que le sujet abordé spécifiquement dans ces lignes. Plus large puisque l'enquête portait sur l'ensemble du cycle, plus étroit puisqu'elle s'intéressait seulement à des doses reçues supérieures à 15 mSv. Il est cependant possible d'en tirer des enseignements utiles.

Sur la population de l'enquête, 1 824 personnes ont reçu des doses individuelles supérieures à 15 mSv, dont 1 112 ont reçu des doses supérieures à 20 mSv. Si l'on considère uniquement les prestataires extérieurs, les nombres sont respectivement 1 165 et 793. Leur répartition par métiers est indiquée dans le tableau reproduit ci-dessous.

**Effectif selon les seuils chez les prestataires (données de l'enquête)**

Spécialité	Effectif	d > 15 mSv	d > 20 mSv	d > 100mSv /5 ans <sup>1</sup>
Contrôle	1014	109 10,7%	50 4,9%	4 0,4%
Décontamination	813	256 31,5%	187 23,0%	63 7,7%
Electricité	578	10 1,7%	2 0,3%	0 0,0%
Gardiennage	563	5 0,9%	3 0,5%	0 0,0%
Mécanique	1657	343 20,7%	223 13,5%	95 5,7%
Maintenance n.d.a	276	0 0,0%	0 0,0%	0 0,0%
Servitudes	2238	351 15,7%	249 11,1%	0 0,0%
Thermique	342	91 26,6%	79 23,1%	82 24,0%
<b>Total</b>	<b>7481</b>	<b>1165 15,2%</b>	<b>793 10,2%</b>	<b>244 2,7%</b>

(1) catégorie moins bien renseignée dans l'enquête et probablement sous évaluée (ex : entreprises récentes)

Source : IPSN

Deux conclusions s'imposent. Tout d'abord l'effectif concerné par l'abaissement futur des limites de doses recommandées par la CIPR est faible (1 112 personnes recensées dans l'enquête, 2 200 environ si l'on cherche à évaluer le nombre total dans l'ensemble de l'industrie). Ensuite certaines entreprises, c'est-à-dire certaines spécialités ou certaines tâches, concentrées dans des étapes précises de la vie des installations, se trouveront confrontées à des difficultés : l'effort de radioprotection doit porter sur ces « goulots d'étranglement ». A l'exception des activités impliquant une contamination interne, comme l'extraction du minerai ou la fabrication du combustible, il s'agit presque uniquement des entreprises prestataires spécialisées.

## 2. UN SUIVI TROP SOUVENT INEFFICACE POUR LES TRAVAILLEURS EXTERIEURS

Cette plus forte exposition des divers prestataires de services pourrait être beaucoup plus facilement maîtrisée si le suivi dont les travailleurs sont l'objet était d'une efficacité sans reproche.

Ce n'est malheureusement pas le cas des multiples entreprises petites ou moyennes, qui n'ont pas comme certains « poids lourds » du nucléaire (dont l'exemple typique est l'ensemble des services nucléaires de FRAMATOME) les moyens de mettre en place un système de contrôle dosimétrique et un suivi médical rigoureux.

Je souhaite faire le point sur ces carences du suivi dosimétrique et médical en présentant quelques informations concrètes. Les premières sont tirées de l'enquête INSERM déjà mentionnée plus haut. Les secondes sont extraites de courriers que m'a adressés le Dr. PILLE : elles sont parfois si extravagantes qu'il m'a paru indispensable de donner l'occasion à mes lecteurs de partager mes impressions...

## **2.1 L'enquête INSERM sur des personnels travaillant à la centrale de Chinon**

### ***2.1.1 Présentation générale, objectifs, méthodologie***

L'Inspection médicale du Travail de la région Centre et l'INSERM se sont associés pour mener une recherche commune sur le suivi médico-réglementaire des salariés prestataires de service ayant travaillé en 1988 sur les installations de la centrale de Chinon. Cette enquête a reçu un soutien financier de la Direction des Relations du Travail (Ministère du Travail et de l'Emploi).

Le rapporteur et responsable scientifique était Mme THEBAUD-MONY, sociologue et directeur de recherches à l'INSERM (U 292), le coordinateur était Mme le Dr. RONDEAU DU NOYER, Médecin inspecteur régional du Travail à Tours. Le groupe de travail comportait les docteurs BRENIER, FOREST, GERAUD, HAILLOT, HUEZ, PILLORE, RONDEAU DU NOYER, SURRIBAS.

L'objectif de l'étude était de mettre en évidence les difficultés d'application de la réglementation actuelle en matière de suivi médical de la population de salariés DATR. Ces difficultés sont liées aux différents types de contrat de travail (durée indéterminée, durée déterminée, travail temporaire) et à la mobilité professionnelle et géographique.

Du point de vue méthodologique l'étude portait sur un échantillon de 87 salariés choisis au hasard, chaque salarié DATR disposant d'un carnet vert DATR d'exposition. Ces carnets DATR ont été photocopiés au service médical de la centrale de Chinon lors des examens anthropométriques, à l'entrée dans la centrale.

L'étude tendait à reconstituer le parcours professionnel (sur quatre ans environ) de cette population, ainsi que leur suivi médico-réglementaire et leur dosimétrie. Quatre sources de données ont été utilisées :

- un questionnaire a été remis aux médecins du travail identifiés à partir des pages du carnet DATR visé par le médecin du travail lors de la visite d'aptitude qui a lieu tous les six mois ;
- le carnet individuel d'exposition a été utilisé ;
- la dosimétrie électronique des centrales EDF ; à l'époque le système DOSINAT n'existait pas, donc pour reconstituer les quatre années, les médecins du travail de la centrale de Chinon ont sollicité leurs collègues des différentes centrales pour recueillir l'information sur la dosimétrie des salariés concernés ;
- le SCPRI et le LCIE ont enfin été sollicités.

### 2.1.2 Caractérisation de la population et de ses emplois

La moyenne d'âge de la cohorte étudiée était de 31 ans. Les lieux de résidence étaient dispersés dans 28 départements, mais 44% des travailleurs habitaient dans les départements de la vallée de la Loire relativement proches de Chinon (Indre et Loire, Maine et Loire, Loire Atlantique). Les 56% restants étaient répartis sur la quasi totalité du territoire national <sup>(12)</sup>.

L'échantillon ayant été tiré au hasard, la répartition des métiers ne peut être considérée comme représentative.

#### Répartition de la population étudiée par métiers

Métier	Nombre	%
Calorifugeage/décalorifugeage	9	10%
Tuyauterie, robinetterie	13	15%
Servitudes nucléaires	24	28%
Électricité, électronique	9	10%
Gammagraphie, contrôles non destructifs	18	21%
Mécanique, travail sur la cuve	14	16%
<b>TOTAL</b>	<b>87</b>	<b>100%</b>

Les auteurs font ensuite "quelques constats concernant les filières d'emploi".

1/ La multiplicité des entreprises concernées. Le nombre total d'entreprises mentionnées est de 68, dont 6 entreprises de travail temporaire ; parmi ces 68 entreprises, 38 ne sont mentionnées que pour un seul salarié. La reconstitution du parcours professionnel sur quatre ans a été souvent difficile. Pour chaque individu il n'y a pas vraiment un « parcours professionnel » mais plutôt une succession de périodes passées dans des entreprises diverses, séparées par des périodes où leur activité est inconnue. Quatre filières d'emploi sont caractérisées :

- filière n° 1 (43 salariés, soit 49%) : salariés ayant travaillé en emploi DATR de façon permanente ou intermittente pour une seule entreprise (hors entreprises de travail temporaire) ;
- filière n° 2 (17 salariés, soit 20%) : salariés ayant travaillé en emploi DATR de façon permanente ou intermittente pour plusieurs entreprises (hors entreprises de travail temporaire) ;
- filière n° 3 (12 salariés, soit 14%) : salariés sous contrat de travail temporaire ;
- filière n° 4 (15 salariés, soit 17%) : salariés occupant un premier emploi DATR en 1988 (hors entreprises de travail temporaire).

<sup>12</sup> Ain, Aisne, Charente Maritime, Creuse, Drôme, Finistère, Gironde, Isère, Manche, Marne, Meurthe et Moselle, Moselle, Nord, Pas de Calais, Pyrénées Atlantiques, Saône et Loire, Paris, Seine Maritime, Seine et Marne, Deux Sèvres, Vaucluse, Essonne, Seine-Saint Denis, Val d'Oise.

**2/ La mobilité et l'individualisation des filières d'emploi.** En termes de mobilité, l'ancienneté DATR moyenne est courte : 3 ans et 21 semaines environ.

Un résultat intéressant : 11 intérimaires sur 12 ont une ancienneté DATR supérieure à 12 mois. Ceci conduit les auteurs à se demander s'il ne faut pas y voir la manifestation d'un « statut d'intérimaire DATR », c'est-à-dire des intérimaires qui interviendraient comme DATR de façon systématique mais sporadique dans les entreprises concernées.

Enfin, les filières d'emploi des salariés de l'étude diffèrent largement d'un individu à l'autre et selon les types d'activité.

**3/ Des différences d'informations selon la source utilisée.** Certaines sont surprenantes, d'autres plus normales :

- dans 21 cas les entreprises citées par EDF sont différentes de celles citées par le médecin du travail ;
- EDF ne cite jamais les entreprises de travail temporaire mais seulement les entreprises sous-traitantes qui emploient les intérimaires concernés ; ceci n'est pas vraiment étonnant ;
- les médecins du travail ne connaissent pas l'entreprise pour laquelle les salariés DATR interviennent sur une centrale donnée en cas de sous-traitance de deuxième niveau.

Pour ce qui est des interventions dans les centrales nucléaires, les durées moyennes et maximales de présence en zone contrôlée sur la période allant du 1<sup>er</sup> août 1987 au 31 juillet 1988 sont retracées dans le tableau suivant :

*Interventions dans les centrales nucléaires*

Métier	< D >	D max
Calorifugeage/décalorifugeage	3,8	5
Tuyauterie, robinetterie	5,3	8
Servitudes nucléaires	7,5	12
Électricité, électronique	5,7	12
Gammagraphie, contrôles non destructifs	4,9	8
Mécanique, travail sur la cuve	6,5	11

< D > : durée moyenne ; D max : durée maximale ; les durées sont exprimées en mois

Enfin les auteurs notent une forte individualisation des trajets professionnels :

- les salariés ont effectué de 0 à 21 déplacements entre différentes centrales en un an (en moyenne 2 à 3 déplacements par an) ; les périodes de travail hors des centrales ne sont pas comprises ;
- dans 30% des cas seulement les salariés ont travaillé dans une seule centrale ;



- la fréquence des déplacements s'accompagne de longues distances à parcourir, entre les centrales ou entre le lieu de résidence et les centrales ; en termes de conditions de travail et de vie, ceci n'est pas négligeable puisqu'aux conditions d'intervention dans les centrales s'ajoute une existence parfois proche du nomadisme ; la fatigue des déplacements fait augmenter le nombre des accidents de trajet et parfois des accidents mortels de trajets.

### 2.1.3 "Peut-on parler de suivi médical ?"

C'est dans cette partie que les auteurs arrivent au coeur de leur problématique. Les résultats sont malheureusement à la hauteur de leurs « espérances ». En effet il s'avère que 103 médecins sont intervenus dans le suivi médico-réglementaire des 87 salariés de l'étude pendant les quatre ans de la période d'observation. La majorité des salariés a en fait vu plus d'un médecin :

#### *Répartition des salariés selon le nombre de médecins qui les ont examinés*

Médecins	Salariés	en %
1	35	40,2%
2	15	17,2%
3	8	9,2%
4	18	20,7%
5	8	9,2%
6	3	3,4%

Ces résultats appellent plusieurs remarques : une faible majorité de salariés voit un à deux médecins, ce qui reflète bien leur mobilité géographique ; le nombre de salariés qui ont vu trois médecins ou plus est très significatif (42,5%) ; la décroissance « naturelle » en fonction du nombre de médecins impliqués que l'on s'attendrait à constater n'est pas visible (il y a plus de salariés vus par 4 médecins que par 3 et autant vus par 5 que par 3) ; enfin, au delà de pourcentages qui ne doivent pas être pris au pied de la lettre compte tenu de la taille réduite de l'échantillon, on doit admettre que les chiffres recueillis sont suffisamment significatifs pour donner un aperçu de la situation réelle.

La même « dispersion » des relations travailleur-médecin apparaît dans les résultats concernant les visites médicales :

- dans 71% des cas le nombre de visites médicales faites par un même médecin est inférieur ou égal à 2 <sup>(13)</sup> ;
- un médecin effectuée en moyenne pour chaque salarié : 3 visites pour les salariés d'une seule entreprise, 2 pour ceux ayant été salariés de plusieurs entreprises, 1 pour les travailleurs temporaires, 1 pour les salariés embauchés en 1988 ;

<sup>13</sup> Les travailleurs de catégorie A (anciennement DATR) sont assujettis à une visite médicale semestrielle. Sur une période de quatre ans, on pourrait donc s'attendre à un nombre plus important de visites effectuées par un même médecin.

- en définitive, la durée moyenne de suivi des salariés de l'étude par un même médecin est inférieure à 2 ans.

Les auteurs de l'étude dressent ensuite une typologie des visites médicales :

- 1 - visite médicale faite par le médecin nommé désigné d'un effectif précis (le service autonome ou interentreprises attribuant aux médecins du travail des entreprises déterminées et leurs effectifs de salariés) ; il s'agit là de la situation « idéale » ;
- 2 - visite médicale faite par un médecin du service interentreprise auquel est rattachée l'entreprise du salarié concerné, mais sans désignation d'effectifs ;
- 3 - visite médicale faite par un médecin de chantier resté auprès de la centrale après la construction, avec (ou non) une habilitation pour le suivi médical des salariés intervenant habituellement dans la centrale ;
- 4 - visite médicale ponctuelle d'aptitude DATR faite par le même médecin de chantier ;
- 5 - visite médicale ponctuelle d'aptitude DATR faite par un médecin du travail de service interentreprise à qui il est fait appel par l'entreprise (ou par son médecin du travail) lorsque le salarié est en déplacement dans une autre région ; il s'agit de ce que l'on appelle les visites médicales de réciprocité ;
- 6 - visite médicale ponctuelle d'aptitude DATR imposée par l'employeur du site nucléaire et faite par un médecin du site (cas du CEA) ;
- 7 - visite médicale faite sur le site par un médecin du service médical d'une centrale étrangère (Belgique).

Il importe enfin de réinterpréter ces investigations en se plaçant du point de vue du salarié. A cet égard, c'est surtout la notion de « filière de suivi médical spécial » qui permet de mesurer les dysfonctionnements du suivi. Les auteurs de l'étude mettent ainsi en évidence trois filières, présentées par ordre d'éloignement par rapport à la situation la plus normale (théoriquement, car on ne sait plus en fait où est la normalité...) :

- 1 - salariés suivis exclusivement dans le service auquel est rattaché l'entreprise :  
41 salariés (47%) dont 23 suivis par un médecin nommé désigné ;
- 2 - salariés vus alternativement par le service de médecine du travail auquel est rattaché l'entreprise et par d'autres services ou médecins du travail :  
27 salariés (soit 31%) ;
- 3 - salariés vus exclusivement et successivement par des médecins n'appartenant pas au service médical qui assure le suivi des salariés de leur entreprise :  
19 salariés (soit 22%).

La dernière partie de l'étude, consacrée au suivi dosimétrique des travailleurs, a été présentée plus haut.

Apparaît donc très nettement la déstructuration du réseau de relations qui devrait en fait unir les acteurs du système : multiplicité des entreprises, dispersion géographique des résidences, dispersion des lieux de travail, multiplicité des médecins, diversité des types de visites médicales... Chaque partie ne voit du tout qu'une portion limitée et étriquée.

Ceci est d'autant plus grave que la circulation de l'information au sein de cette nébuleuse médico-réglementaire est passablement défectueuse.

A l'heure où les télécommunications envahissent notre vie quotidienne, l'éloignement géographique n'est plus un problème, dès lors que des protocoles de communication efficaces sont établis et que l'information est disponible pour qui en a besoin.

Encore faut-il que cette communication ait lieu. L'expérience du Dr. PILLE montre que la réalité dépasse parfois la fiction.

## 2.2 Voyage au royaume d'Ubu

Le Dr. PILLE m'a à plusieurs reprises adressé des courriers concernant le suivi médical et dosimétrique des travailleurs extérieurs. Je ne saurais exprimer mieux que lui le caractère ubuesque de certaines situations. Il convient donc que je lui passe directement la plume.

### 2.2.1 Dans la lignée de l'étude INSERM...

La « nébuleuse médico-réglementaire » perceptible dans la vallée de la Loire s'étend manifestement jusqu'en Seine Maritime...

*"Il m'apparaît souhaitable de vous faire part de deux exemples particulièrement démonstratifs."*

*"Le premier m'a été rapporté par un confrère qui est intervenu à ce sujet auprès du Ministère du Travail en décembre 1991 : une de ses entreprises, qui était titulaire d'un abonnement dosimétrique du SCPRI pour son personnel DATR, lui avait transmis en juillet puis en août et en septembre 1991 des bordereaux de résultats sur lesquels apparaissaient les noms de 17 salariés ne faisant pas partie de l'effectif qu'il surveillait."*

*"Interrogée, l'entreprise lui répondit que ces films avaient été fournis au personnel d'un sous-traitant."*

*"Interrogé à son tour, ce sous-traitant informa mon confrère de l'identité de son médecin du travail : en fait celui-ci ne connaissait que 2 des 17 salariés en question."*

*"A nouveau contacté, le sous-traitant signala qu'en fait son personnel « se déplaçant sur différents sites nucléaires est suivi par différents services de médecine du travail »."*

*"Finalement, sur ces 17 travailleurs :"*

*"- 2 sont effectivement suivis par le service médical de l'entreprise ;"*

*"- 9 sont suivis par 5 autres services médicaux représentant un total de 7 médecins différents ;"*

*"- enfin pour les 6 derniers, il ne fut pas possible de savoir qui avait délivré leur aptitude aux travaux sous rayonnements ionisants."*

*"A noter qu'aucun des différents médecins concernés n'a cherché à connaître la dosimétrie des travailleurs dont ils avaient la responsabilité, dosimétrie par ailleurs non réglementaire puisque c'est à l'employeur de fournir les films."*

*"Au total ce confrère se retrouvait avec des résultats dosimétriques qu'il ne savait même pas à qui transmettre, résultats qui en l'espèce, s'agissant de travaux sur des générateurs de vapeur, oscillaient entre 3 et 8 mSv."*

#### **2.2.2 La mirifique et véridique histoire de Monsieur M. et Monsieur R.**

*"Mon deuxième exemple se rapporte à deux salariés de la filiale « Tuyauterie » (intervenant également sur le circuit primaire) d'une grande entreprise de BTP (dans les dix premières du pays), Messieurs Eric M. et Richard R., respectivement mutés depuis les sites EDF de Cattenom et de Golfech sur l'agence de Paluel de cette filiale, qui me demandait en juin 1991 de poursuivre leur suivi médical de travailleur DATR."*

*"Pour ce faire je réclamai, comme le prévoit la réglementation, leur dossier médical antérieur au dernier médecin du travail ayant signé leur aptitude aux travaux sous rayonnements ionisants, avec le résultat décrit ci-dessous."*

*"Pour Monsieur Éric M. je reçus du docteur M. (service médical du travail de Thionville) la photocopie d'un dossier médical ordinaire de médecine du travail ne comportant que l'examen effectué sur Cattenom en juillet 1989 et sans aucune notion d'antériorité en matière d'exposition aux rayonnements ionisants (à noter qu'entre juillet 1989 et juin 1991, Monsieur M. ne fut pas suivi en médecine du travail, son entreprise ne le présentant qu'à partir du moment où elle avait besoin d'une habilitation DATR)."*

*"Après enquête il s'avéra que Monsieur M. travaillait en fait en zone contrôlée depuis juillet 1982 et qu'il disposait :"*

*"- d'un dossier médical ouvert par le docteur B. (service de médecine du travail de Bordeaux) sur le site du Blayais en avril 1982, puis repris quatre ans plus tard en avril et octobre 1986 par le docteur G. ;"*

*"- d'un dossier tenu par le service de médecine du travail de Gien (site de Dampierre) par le docteur Be. en octobre 1982, en janvier, mars, septembre et décembre 1983, puis toujours dans ce service par le docteur Ma. en janvier 1984, enfin par le docteur Gr. en avril, juillet et octobre 1984. A noter que la*

*succession d'examens pratiqués à des intervalles plus courts que ne le réclame normalement la réglementation était liée à une exposition trop importante...*

*"- d'un dossier tenu sur le site de Golfech par le docteur A. (service de médecine du travail de Toulouse) en mai et décembre 1987 puis par le docteur D. du même service jusqu'en juin 1988 ;"*

*"- quant au « dossier » établi sur le site de Cattenom en juillet 1989 et qui m'avait été transmis par le docteur M. il avait en fait été ouvert par le docteur H. également du service de médecine du travail de Thionville."*

*"Au total, le suivi médical de Monsieur Éric M. comprenait quatre dossiers médicaux différents tenus par 9 médecins du travail différents au gré des mutations successives de l'intéressé s'un site EDF à un autre."*

Le cas de Monsieur R. n'est malheureusement pas meilleur...

*"Concernant Monsieur Richard R., en réponse à ma lettre au docteur A. du service de médecine du travail de Toulouse, je fus destinataire de la part de l'infirmière oeuvrant sur le site de Golfech de la photocopie de ce qui semblait être la page de garde d'un dossier médical ordinaire de médecine du travail, de la photocopie d'un relevé mentionnant les dates des examens cliniques et paracliniques effectués sur Golfech en 1988 et 1990, et des photocopies des résultats dosimétriques établis par le LCIE (laboratoire à l'époque non habilité à faire ce suivi...) pour les périodes de janvier à avril 1991."*

*"Après enquête il apparut que Monsieur R., qui travaillait en zone contrôlée depuis 1983, était en fait titulaire :"*

*"- d'un premier dossier ouvert par le docteur Br. (service médical du travail de Blois) en mars et septembre 1983, puis repris par ce même médecin trois ans plus tard en septembre 1986 ;"*

*"- d'un dossier ouvert en mars 1984 par le docteur V. (service médical du travail de Dunkerque) sur le site de Gravelines ;"*

*"- d'un dossier ouvert ensuite par le docteur X (inconnu) en avril 1985 en région parisienne (Châtillon sous Bagneux) ;"*

*"- d'un dossier ouvert sur le site de Chinon B par le docteur Bi. en mars 1986 puis repris, mais par le docteur Su., un an plus tard en février 1987 ;"*

*"- d'un dossier ouvert par le docteur Ba. (service médical de Dieppe) en juillet 1987 sur le site de Penly puis repris deux ans plus tard en novembre 1989 mais par le docteur S. ;"*

*"- enfin d'un dossier ouvert par le docteur A. (Toulouse) sur le site de Golfech en février et juillet 1988, puis tenu par le docteur D. en mai 1989 et finalement*

*repris un an plus tard toujours sur ce site mais cette fois à nouveau par le docteur A. en juin et décembre 1991.*"

*"Au total nous sommes cette fois en présence d'un salarié totalisant 6 dossiers médicaux différents tenus par 9 médecins du travail différents et avec ici encore des intervalles de temps sans suivi médical."*

Un esprit naïf pourrait alors croire que, confronté à cette situation délicate, l'employeur de Messieurs M. et R. allait mettre ces salariés en réserve, en attendant que le Dr. PILLE ait rassemblé suffisamment d'éléments pour pouvoir juger de leur aptitude ou non aptitude. Rassurons nous, il n'en est rien...

*"Ayant informé l'employeur que j'entendais surseoir à toute délivrance d'habilitation aux travaux sous rayonnements ionisants le temps de récupérer les différents dossiers médicaux afin de pouvoir colliger les antécédents dosimétriques, celui-ci muta ces deux personnes sur un autre site EDF où, me dit-il, l'habilitation était plus facile à obtenir..."*

*"Pour conclure, signalons qu'en ce qui concerne Monsieur R. j'eus la surprise de recevoir en mars 1992 une demande de transfert pour un dossier que je n'avais donc jamais tenu..."*

### **2.2.3 Salah B.S., Patrice T., Joé Z., Manuel G. et plusieurs autres...**

*"Contrairement à ce que l'on pourrait imaginer, de tels cas, s'ils sont exemplaires, sont loin d'être caricaturaux ou exceptionnels."*

*"Ils ne sont même pas sélectionnés et l'on pourrait en citer bien d'autres, que ce soit celui de Salah B.S., électricien d'une entreprise parisienne, qui outre son dossier médical sur Paris a réussi l'exploit d'avoir deux autres dossiers parfaitement indépendants l'un de l'autre ouverts dans le même service de médecine du travail à l'occasion de deux séjours successifs sur le site de Cattenom."*

*"Ou celui de Patrice T., tuyauteur, qui alterne des contrats à durée déterminée de courte rotation entre plusieurs entreprises au gré des arrêts de tranches successifs, et dont j'ai déjà repris trois fois le suivi médical en reconstituant à chaque fois un dossier médical inexistant, soit parce qu'il n'était pas tenu par le médecin du travail soit parce que le travailleur n'était pas présenté en médecine du travail, entrant en zone contrôlée avec une aptitude antérieure en cours de validité."*

*"Ou encore celui de Joé Z., électricien dans une société spécialisée dans les commandes et automatismes « chaudières », muté de Paluel vers Golfech et pour lequel sa société me demanda le transfert du dossier médical à l'attention du docteur A. (Toulouse/Golfech) par courrier avec copie au docteur A. : cinq mois après avoir effectué ce transfert, j'eus la surprise de recevoir un courrier du docteur A. me demandant le transfert de ce dossier..."*

*"Ou enfin celui de Manuel G., soudeur d'une entreprise parisienne, à propos duquel le médecin du travail de l'entreprise m'écrivait ne pas avoir de dossier médical"*

*alors que je possédais, signée par ce médecin et pour ce salarié, une fiche d'aptitude médicale aux travaux sous rayonnements ionisants...*"

*"Je pourrais également vous parler du cas de ces cinq travailleurs d'une société spécialisée en charpente métallique qui intervinrent sur Dampierre lors du remplacement du générateur de vapeur et dont l'employeur n'avait pas d'abonnement dosimétrique : ils reçurent au poste de garde du site des films (EDF ?) dont il ne me fut jamais possible d'obtenir les résultats."*

Il n'est pas besoin d'aller plus loin : il existe une population - au demeurant non négligeable - de travailleurs dont le suivi médical en général et dosimétrique en particulier n'a de « suivi » que le nom.

Cette situation est inacceptable sur le plan sanitaire bien sûr, mais aussi juridique et moral. Elle est inacceptable également sur un plan médiatique.

L'exploitant a bien saisi l'acuité de ce problème, dans toutes ses dimensions : il est profondément sensibilisé et a engagé depuis plusieurs années, en collaboration avec ses partenaires de l'industrie nucléaire, une mobilisation manifeste.

## **B. UN EXPLOITANT MOBILISE MAIS BRIDE DANS SES INITIATIVES**

### **1. LA MOBILISATION DE L'EXPLOITANT**

*"L'acceptation [de l'énergie nucléaire] par l'opinion passe par une exploitation industrielle des installations en toute sécurité : ceci recouvre la sûreté nucléaire ainsi que la protection des populations et des travailleurs, quelle que soit leur entreprise d'appartenance. Tout intervenant doit avoir le même niveau de protection qu'il appartienne à une grande entreprise comme le CEA, la COGEMA, EDF ou FRAMATOME, à une entreprise prestataire ou à une entreprise de travail intérimaire : il ne peut y avoir de radioprotection à deux vitesses."*

*"Le devoir des spécialistes en radioprotection, des industriels, des pouvoirs publics et des instances internationales est d'oeuvrer dans ce sens, ce qui est d'ailleurs largement engagé."*

Ainsi s'exprimait dans la *Revue générale nucléaire* (1992 - n° 6, novembre-décembre) L. STRICKER, Délégué à l'Exploitation du Parc nucléaire d'EDF, alors président de la Société française de Radioprotection.

L'examen des réalisations menées par EDF, avec le concours de ses autres partenaires de l'industrie nucléaire, montre que cette déclaration ne participe pas d'un discours creux mais d'un réel engagement, que d'ailleurs nul ne conteste. Le Livre Blanc de la radioprotection, publié en juin 1993 par le Comité de Radioprotection et le Groupe de Coordination en Radioprotection d'EDF est un véritable programme d'action, même s'il ne fixe pas d'échéancier précis en face de chaque action projetée.

A cet égard, il convient de signaler que l'exploitant prend souvent des initiatives qui dépassent les devoirs et obligations que lui reconnaît et impose la réglementation française actuelle.

### 1.1 Un exploitant qui va souvent au-delà de ce lui demande la réglementation

Je me contenterai ici de dresser un tableau résumé du décret n° 75-306 du 28 avril 1975 *"relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base"*, modifié par le décret n° 88-662 du 6 mai 1988. Ces dispositions sont à utiliser en concordance avec certaines des dispositions du décret n° 86-1103 du 2 octobre 1986 *"relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants"*, également modifié par le décret n° 88-662 du 6 mai 1988, en particulier pour ce qui concerne la définition des catégories A et B de travailleurs et la définition des limites d'exposition professionnelle externe ou interne.

Notons d'ailleurs une certaine incohérence dans l'articulation entre les deux décrets sus-nommés, puisqu'il est dit que le décret de 1986 ne s'applique pas aux installations nucléaires de base - visées par le décret de 1975 - alors que le décret de 1975 fait référence à certains des articles du décret de 1986...

#### ***Décret n°75-306 du 28 avril 1975 : protection des travailleurs dans les INB (présentation résumée)***

- a.1-4 champ d'application du décret  
dont a.2 : répartition des responsabilités entre exploitant et employeur :  
*L'exploitant d'une ou de plusieurs installations nucléaires de base comprises dans un même site au sens de l'article 3 du décret du 11 décembre 1963 susvisé a la responsabilité de toutes les mesures générales d'ordre administratif et technique, notamment en matière d'organisation du travail, nécessaires pour la prévention des accidents du travail et des maladies professionnelles susceptibles d'être causées par les rayonnements ionisants. Le représentant de l'exploitant sur le site est ci-après désigné sous l'appellation « chef d'établissement ».*  
*La responsabilité des mesures concernant la protection et la surveillance individuelle des travailleurs incombe à leur employeur, que celui-ci soit ou non l'exploitant.*  
*L'exploitant assure la coordination des mesures prises par lui et par l'ensemble des employeurs et l'échange des informations entre ceux-ci et lui-même.*
- "Mesures d'ordre administratif"*
- a.5 déclaration par l'exploitant du chantier et de la création juridique de l'installation à l'inspecteur du travail, qui transmet une copie au SCPRI
- a.6 déclaration en cas d'arrêt définitif à l'inspecteur du travail, qui transmet une copie au SCPRI
- a.7 information préalable par l'exploitant de l'inspecteur du travail (début des essais, mise en service), qui transmet au SCPRI
- a.8 obligations de l'exploitant :  
I. mesures administratives de contrôle technique  
II. principe ALARA  
III. désignation d'un personnel compétent en matière de radioprotection
- a.9 contrôle par une personne compétente, désignée par l'employeur (chef d'établissement ou non), de toute opération risquant de provoquer une exposition



- a.10 tenue par le chef d'établissement de divers documents, tenus à disposition du CHSCT, de l'inspecteur du travail et du SCPRI
- a.11 obligation de formation et d'information des travailleurs exposés, par l'employeur, en liaison avec le CHSCT et le médecin du travail (+ remise d'une note écrite au travailleur)
- a.12 obligation pour l'employeur de donner divers renseignements au travailleur, dont les coordonnées du médecin du travail
- a.13 responsabilité de l'employeur sur le respect des consignes par les travailleurs (sécurité, équipements de protection, dosimètres)
- a.14 obligation pour l'employeur d'informer l'inspecteur du travail, les travailleurs et le CHSCT en cas de dépassement des limites de dose (+ copie au SCPRI)

*"Mesures d'organisation concernant les zones contrôlées et surveillées"*

- a.15 définition, mise en place et signalisation par l'exploitant des zones contrôlées ou surveillées
- a.16 signalisation en zone contrôlée ou en zone surveillée + dispositifs de décontamination
- a.17-19 définition et signalisation de zones spécialement réglementées ou interdites
- a.20 dispositions spéciales en cas de travaux plus dangereux
- a.21-24 obligation et modalités de contrôle des dispositifs d'ambiance
  - dont a.24 : possibilité pour l'inspecteur du travail d'adresser à l'exploitant une mise en demeure de procéder à un contrôle par le SCPRI ou un organisme agréé
- a.25 obligation d'une surveillance individuelle d'exposition pour les travailleurs de catégorie A :
  - I. principe (dosimétrie externe/interne) + mesures périodiques du SCPRI
  - II. possibilité pour certains exploitants d'assurer eux-mêmes cette surveillance + contrôle du SCPRI
  - III. obligation pour l'employeur non exploitant de faire effectuer cette surveillance par le SCPRI ou un organisme agréé
  - IV. transmission des évaluations à différentes personnes
- a.26 mesures à prendre par le chef d'établissement en cas de dépassement des limites (dont évaluation de l'exposition des travailleurs concernés)
- a.27 obligation pour l'exploitant d'avertir le médecin du travail et le CHSCT de travaux spéciaux

*"Mesures d'ordre technique concernant les zones contrôlées et les zones surveillées"*

- a.28-38 mesures techniques diverses pour la protection contre les expositions externes et internes

*"Mesures d'ordre médical"*

- a.39 examen médical semestriel pour les travailleurs de catégorie A + fiche d'aptitude
- a.40 examens médicaux
- a.41-42 modalités et prise en charge des examens médicaux
- a.43 existence d'un dossier médical spécial pour chaque travailleur de catégorie A
- a.44 mise en oeuvre du dossier médical spécial :
  - I. - contenu : fiche sur les conditions de travail, fiche d'exposition, résultats des examens
    - conservation pendant toute la durée de vie de l'intéressé, et au moins 30 ans
    - transmission au nouveau médecin du travail ou au SCPRI en cas de disparition de l'entreprise ou de changement d'entreprise
    - possibilité de communication au médecin inspecteur du travail et au médecin personnel du travailleur
  - II. fiche sur les conditions de travail tenue à la disposition de l'inspecteur du travail, des agents du service de prévention de l'organisme compétent de sécurité sociale et du SCPRI

- a.45 recommandations aux médecins du travail, à définir dans un arrêté, notamment sur les modalités des examens spécialisés complémentaires

*"Mesures particulières applicables aux zones surveillées"*

- a.46 contrôle d'ambiance

*"Mesures relatives à l'organisation des secours et à la prévention des incendies"*

- a.47-48 mesures diverses (prévention, intervention, évacuation...)

*"Dispositions finales"*

- a. 49 compétences, pouvoirs et obligations du SCPRI

I. pouvoir de proposition aux ministres, participation à diverses instances

II. enregistrement, conservation et exploitation des résultats de la surveillance individuelle d'exposition, en liaison avec les médecins du travail

III. pouvoir de réclamer certains résultats de contrôles ou évaluations

IV. pouvoir de vérifier l'efficacité des dispositifs de radioprotection utilisés

V. compte-rendu annuel de son activité en matière de radioprotection des travailleurs aux ministres chargés du travail et de l'agriculture

- a. 50 et 51 définition des arrêtés d'application
- 

## 1.2 La politique menée au niveau central

### 1.2.1 La politique de formation des intervenants

Si je souhaite débiter la présentation de la politique générale d'EDF à l'égard des travailleurs extérieurs par la politique de formation, c'est pour mieux souligner que la radioprotection ne se résume pas à un suivi, fût il dosimétrique ou médical. La protection est certes inscrite dans les dispositions que prend l'exploitant pour limiter les rayonnements et l'exposition des travailleurs à ces rayonnements, mais aussi dans les gestes quotidiens qui font qu'une intervention est réussie ou médiocre du point de vue dosimétrique.

Les « bonnes pratiques » quotidiennes s'acquièrent bien sûr avec l'expérience mais également grâce à une formation initiale et continue. Au regard de la réglementation, cette formation repose sur l'employeur et non sur l'exploitant (art.11 du décret de 1975). Ceci n'a pas empêché EDF de mener une politique plus volontariste.

Ainsi, dès le début des années quatre-vingt, EDF a proposé aux entreprises désirant former elles-mêmes leur personnel, ainsi qu'aux organismes spécialisés de formation, des dossiers identiques à ceux utilisés pour ses propres agents. L'objectif était de garantir une certaine homogénéité dans les niveaux et les contenus des formations.

Parallèlement des rencontres périodiques avec les entreprises concernées ont permis de mesurer les difficultés et insuffisances éventuelles et d'apporter progressivement les correctifs nécessaires.

En outre le GIIN, Groupement Intersyndical de l'Industrie nucléaire, éditait dans le même esprit à l'usage de ces entreprises un « carnet de prescriptions en radioprotection » identique à celui d'EDF, assurant ainsi l'identité des règles appliquées.

Cependant il est apparu ces dernières années la nécessité de ne pas dissocier la formation en radioprotection de la formation à la sécurité classique. Cette constatation a donné lieu à la création de nouveaux stages désignés « Prévention des risques » PR 1 et PR 2. Afin d'éviter d'avoir à contrôler systématiquement les connaissances de base des intervenants arrivant sur chaque site, il leur est désormais demandé de présenter un « carnet d'accès » dont l'un des volets est consacré à la formation.

La qualité de cette formation est essentielle. C'est pourquoi a été créé en 1990 le CEFRI, organisme dont le sigle cache la complexité du nom complet : Comité français de certification des Entreprises pour la Formation et le suivi du personnel travaillant sous Rayonnements Ionisants). Le CEFRI a été créé en plein accord avec les exploitants (EDF, groupe CEA...), le SCPRI, la Caisse nationale d'Assurance maladie, et avec le soutien des Ministères du Travail et de l'Industrie. Le CEFRI délivre des agréments après audits :

- aux organismes de formation spécialisés ; l'agrément est alors spécifique à la formation ;
- aux entreprises intervenantes : l'agrément porte alors d'une part sur la qualité de la formation, qu'elle soit dispensée par un organisme extérieur à l'entreprise ou par l'entreprise elle-même, d'autre part sur l'organisation mise en place pour assurer le suivi dosimétrique et la surveillance médicale de leur personnel.

La certification des formations en radioprotection est obligatoire depuis mi-1993. A terme, seules les entreprises agréées CEFRI seront acceptées sur les sites nucléaires. Cela est *a priori* le gage d'un niveau général adéquat pour tous les agents qui entreront alors en zone contrôlée. EDF espère pouvoir rendre l'agrément obligatoire pour les entreprises de travail temporaire à l'occasion des arrêts de tranche de 1995.

Encore faudra-t-il que tous les travailleurs présentés par ces entreprises aient effectivement suivi les formations certifiées CEFRI. Peut-on totalement exclure une « fraude à la formation » dont l'employeur se rendrait coupable ? Il est cependant évident qu'une fraude détectée entraînerait le retrait immédiat de la certification, donc l'impossibilité de contracter ultérieurement avec EDF pour intervenir sur les centrales. Cela peut inciter à réfléchir...

#### Le GIIN

Le GIIN, Groupement Intersyndical de l'Industrie nucléaire, a été créé en 1959 par 12 fédérations professionnelles. Il regroupe aujourd'hui 190 entreprises intervenant en France dans le domaine nucléaire et employant plus de 20 000 travailleurs DATR.

Les entreprises ou fédérations professionnelles mandatent le GIIN pour agir dans plusieurs domaines :

- administratif et réglementaire : à ce titre, le GIIN est amené à participer à des travaux du Comité interministériel pour le Traitement EURATOM (révision des normes de base, directive 90-641 du 4 décembre 1990...);

- économique et industriel : mise en oeuvre de la réglementation, préparation des documents et outils en particulier pour le suivi dosimétrique...

- scientifique : organisation de colloques et visites d'installations ;

- commercial : surtout vis-à-vis de l'étranger, avec des missions et la participation à des expositions ;

- promotionnel : articles, annuaires...

Depuis deux ans environ, le GIIN concentre ses efforts sur des initiatives en matière de radioprotection.

Au demeurant, EDF note que beaucoup de prestataires sont sérieux et sollicitent l'entreprise pour améliorer leur niveau de formation.

### *1.2.2 L'amélioration du suivi dosimétrique*

En vertu de la réglementation actuelle, c'est l'employeur et non l'exploitant qui doit assurer le respect des prescriptions en matière de surveillance dosimétrique de ses travailleurs. L'article 2 du décret de 1975 dispose en effet que *"La responsabilité des mesures concernant la protection et la surveillance individuelle des travailleurs incombe à leur employeur, que celui-ci soit ou non l'exploitant."*

EDF est donc responsable de la *protection* de ses seuls agents, mais les efforts engagés pour leur *suivi* dosimétrique profitent évidemment aux prestataires de service.

**a. La dosimétrie opérationnelle informatisée.** La dosimétrie réglementaire est effectuée au moyen de films dosimétriques distribués par abonnement aux employeurs par le SCPRI ou les laboratoires agréés. Le LCIE a obtenu son agrément au 1<sup>er</sup> janvier 1993, régularisant ainsi une situation connue de longue date. Cependant la dosimétrie réglementaire ne permet pas une évaluation fine des doses, puisque les dosimètres sont relevés et développés par le laboratoire fournisseur une fois par mois seulement : le film est un dosimètre passif et intrinsèquement cumulatif.

Cependant, pour répondre au principe de réduction des doses, l'exploitant ou les employeurs ont besoin d'effectuer une analyse fine de la répartition des doses reçues, en fonction des tâches accomplies en zone contrôlée, du temps passé, etc. Ils ont donc été amenés à développer des moyens de dosimétrie individuelle à réponse rapide ainsi que des moyens informatiques destinés à traiter au plus vite cette information.

Avant 1980 la gestion de la dosimétrie se faisait manuellement. A partir de 1980, grâce à l'utilisation du dosimètre électronique, l'enregistrement des doses se fait automatiquement en sortie de zone contrôlée, avec affectation manuelle d'un code d'activité pour relier la dose à une intervention définie en zone contrôlée. L'application informatique locale permet donc de faire un suivi des doses individuelles journalières et d'effectuer des bilans dosimétriques par type de travail et par catégorie de personnel. Toutes les restitutions permettent de réaliser le bilan des doses prises sur le site, mais l'exploitant ne peut détecter les anomalies que le lendemain, après lecture des disquettes.

Suite à la directive EURATOM 90-641 du 4 décembre 1990, qui donne des responsabilités à l'exploitant comme à l'employeur en matière de suivi dosimétrique, EDF a ressenti le besoin de colliger au niveau national les données recueillies au niveau de chaque site, pour répondre à trois besoins :

- mettre à la disposition des sites la connaissance du cumul des doses reçues par chaque agent sur l'ensemble des sites EDF ;
- constituer l'historique dosimétrique EDF sur cinq ans ;
- élaborer des statistiques opérationnelles valables pour tout le parc, à des fins d'optimisation.

EDF a donc mis en place l'application informatique nationale DOSINAT, à laquelle tous les sites se sont progressivement connectés de mars (Dampierre, Belleville) à novembre 1992. DOSINAT a reçu l'agrément de la Commission nationale Informatique et Liberté.

Grâce à DOSINAT, EDF est donc en mesure désormais d'enregistrer de façon centralisée les doses reçues par ses agents et les travailleurs extérieurs, quelle que soit la mobilité géographique de ces derniers au regard des sites EDF. Il y a là un facteur manifeste d'amélioration de leur suivi. De plus la fixation d'un seuil d'alarme fixé par EDF à 80% de la limite réglementaire (donc actuellement 40 mSv par an) entraîne en cas de dépassement un contact avec le médecin du travail concerné (via le médecin du travail EDF) pour effectuer une vérification de l'aptitude du travailleur.

De plus, d'après les termes mêmes du Service général de Médecine du Travail d'EDF, DOSINAT a une double fonction : il est au service de la politique générale de prévention ; il est un outil de contact avec les médecins du travail extérieurs.

**b. Perspectives d'extension de DOSINAT.** EDF a engagé des actions visant d'une part à étendre les fonctionnalités de DOSINAT, d'autre part - en liaison avec les autres grands exploitants nucléaires que sont la COGEMA et le CEA - à étendre son champ d'action « géographique ».

Les fonctionnalités de DOSINAT sont progressivement étendues à ce qu'EDF appelle la « dosimétrie opérationnelle en temps réel ». Il s'agit de répondre à deux nouveaux objectifs :

- gérer en temps réel le contrôle d'accès en zone contrôlée suivant certains critères de radioprotection (habilitation, passé dosimétrique, gestion des chantiers...);
- gérer en temps réel les doses reçues par les agents de chantier.

De plus le système est conçu de façon à permettre de mieux connaître les chantiers coûteux en dose. Le découpage analytique des chantiers à l'aide de codes d'individualisation des travaux est plus facilement adaptable à un arrêt de tranche et chaque code fait l'objet d'une autorisation d'utilisation pour éviter des anomalies résultant d'une mauvaise imputation de la part des intervenants. Le système fonctionnant en temps réel, toute anomalie est immédiatement détectée.

L'équipement des sites a commencé par Bugey, Saint Alban et la Base Chaude Opérationnelle de Tricastin et s'est poursuivi tout au long de 1993.

Par ailleurs le système DOSINAT mis en oeuvre par EDF pour ses propres sites ne peut répondre seul à la mobilité de certains travailleurs extérieurs, qui sont amenés à intervenir chez tous les exploitants y compris le CEA ou la COGEMA. Les enregistrements DOSINAT peuvent donc comporter des lacunes. C'est pourquoi EDF a engagé des discussions avec les autres exploitants (y compris les Armées) pour élargir progressivement la collecte des données à l'ensemble des partenaires français de l'industrie nucléaire.

Ce projet est appelé DOSIMO. Les étapes de sa mise en oeuvre sont franchies progressivement sous l'égide du GIIN. Le système est prévu pour être opérationnel vers 1995 au plus tôt. Au demeurant, DOSIMO a obtenu en janvier 1994 l'agrément de la CNIL pour un stockage des données individuelles nominatives pendant 5 ans, avec accès possible pour l'employeur.

Dans ces conditions, et afin d'éviter d'éventuels détournements de l'informatique, EDF et ses partenaires ont prévu de placer le fonctionnement de DOSIMO sous la surveillance d'un Comité d'éthique. Si le principe en est acquis dès aujourd'hui, la composition de ce comité est en cours de discussion à l'heure actuelle.

### *1.2.3 Le renforcement des relations avec les travailleurs et les entreprises*

Depuis 1978 il était demandé aux agents d'entreprises extérieures un carnet individuel de travailleur DATR, d'un modèle unique élaboré par le GIIN, qui portait notamment les indications relatives à leur formation, pour s'assurer de la régularité de leur situation. Il était également demandé au titulaire du carnet DATR d'inscrire sa dosimétrie journalière.

Le carnet DATR a été remplacé progressivement entre octobre 1992 et juin 1993 par un « Carnet d'accès » (ou « Carnet vert ») dont les différents feuillets mentionnent : les formations suivies dans le domaine de la qualité-sûreté et de la prévention des risques ; les habilitations et la qualification professionnelle certifiées par l'employeur ; l'état dosimétrique opérationnel. Il inclut également la carte individuelle de suivi médical évoquée plus loin.

Le carnet d'accès est obligatoire pour tout travailleur appelé à intervenir sur des matériels IPS (Importants pour la Sûreté) ou affecté à des travaux sous rayonnements ionisants. Cette politique tendra ainsi à intégrer dans une même démarche les exigences de sûreté et de protection individuelle dans les opérations de maintenance.

L'introduction du carnet d'accès donne lieu à des négociations avec la profession en vue de la signature de protocoles d'accord. En particulier, pour assurer les garanties nécessaires aux travailleurs, les relations contractuelles avec les entreprises prestataires de services ont été modifiées. Elles comprennent désormais des clauses supplémentaires liées à la radioprotection. Il est spécifié par exemple que le dépassement des limites réglementaires d'exposition par un travailleur ne saurait être un motif de suspension ou de rupture du contrat de travail.

A l'évidence EDF ne dispose pas des moyens juridiques de détecter et prouver qu'un éventuel licenciement est lié à un dépassement de dose. Je me suis ouvert de cette difficulté à M. ROLLIN, Secrétaire du Comité de Radioprotection. Il m'a indiqué qu'un recoupement pourrait être fait grâce à DOSINAT, qui mettrait ainsi en évidence une « corrélation » entre dépassement et licenciement. Cette corrélation ne peut bien sûr constituer une preuve mais un indice. Une éventuelle répétition des indices entraînerait alors la suppression de l'agrément accordé par EDF à l'entreprise pour intervenir en zone contrôlée.

### 1.3 La politique mise en oeuvre au niveau des sites : le cas de Bugey

Je me suis rendu les 14 et 15 juin 1993 sur la centrale de Bugey, afin d'y rencontrer la direction et les personnels de la centrale, ainsi que des représentants des prestataires extérieurs de services. Bugey mène une politique intéressante vis-à-vis de ses prestataires, qui me paraît aller – au delà du seul aspect dosimétrique – dans le sens d'une meilleure maîtrise *en amont* des conditions de travail en centrale.

#### 1.3.1 La centrale de Bugey

Située sur le Rhône en amont de Lyon, la centrale de Bugey regroupe cinq réacteurs : Bugey-1 est un réacteur de la filière graphite-gaz d'une puissance de 460 MW <sup>(14)</sup>, mis en chantier en 1965 et en service en 1972. Il sera arrêté en 1994 après épuisement du stock actuel de combustible. Avec les deux tranches de Fessenheim, les quatre autres tranches de Bugey appartiennent au palier CPO (900 MW) mais leurs équipements auxiliaires sont déjà différents de ceux de Fessenheim. Bugey-2 et Bugey-3 sont mis en chantier en 1973 et en service en 1978 ; leur puissance électrique nette est 910 MW. Bugey-4 et Bugey-5 sont mis en chantier en 1974 et en service en 1979 ; leur puissance électrique nette est de 880 MW.

Les tranches 2 et 3 sont refroidies par le Rhône et les tranches 4 et 5 disposent chacune de deux aéroréfrigérants.

Le CNPE de Bugey abrite aussi des activités spécifiques, comme le magasin national de pièces lourdes, le magasin interrégional de combustible neuf et une unité de super-compactage, destinée à réduire le volume des déchets placés en fûts métalliques. Enfin Bugey accueille la station d'expérimentation de matériel pour aéroréfrigérants (essais MISTRAL et tests matériaux du SEPTEN) ainsi qu'un atelier de réparation de pompes primaires dont la localisation en France est due, selon le directeur de la centrale, à l'activisme heureux et efficace du préfet de l'Ain qui a réussi à éviter l'implantation de l'atelier chez Westinghouse-Belgique.

Bugey est un acteur économique de poids pour la région : son budget annuel global est de 4 MdF, dont 1 MdF pour le fonctionnement <sup>(15)</sup>, 2 MdF pour le combustible et 1 MdF pour les amortissements et charges diverses. La valeur actualisée du coût de construction s'élève à 50 MdF.

79,6 MF sont versés au titre de la taxe professionnelle, 5,3 MF pour la taxe foncière, 53,4 MF pour l'établissement public Voies navigables de France (cette somme a été pratiquement décuplée depuis la création de VNF) et 1,3 MF pour l'agence de bassin. Soit une fiscalité totale de 139,6 MF.

Bugey abrite 1436 personnes de la Direction Production-Transport ainsi que 35 personnes environ pour la Direction de l'Équipement et 120 à 130 en centre de

---

<sup>14</sup> 500 MW à l'origine, mais la puissance a été diminuée à cause d'une corrosion trop importante des aciers.

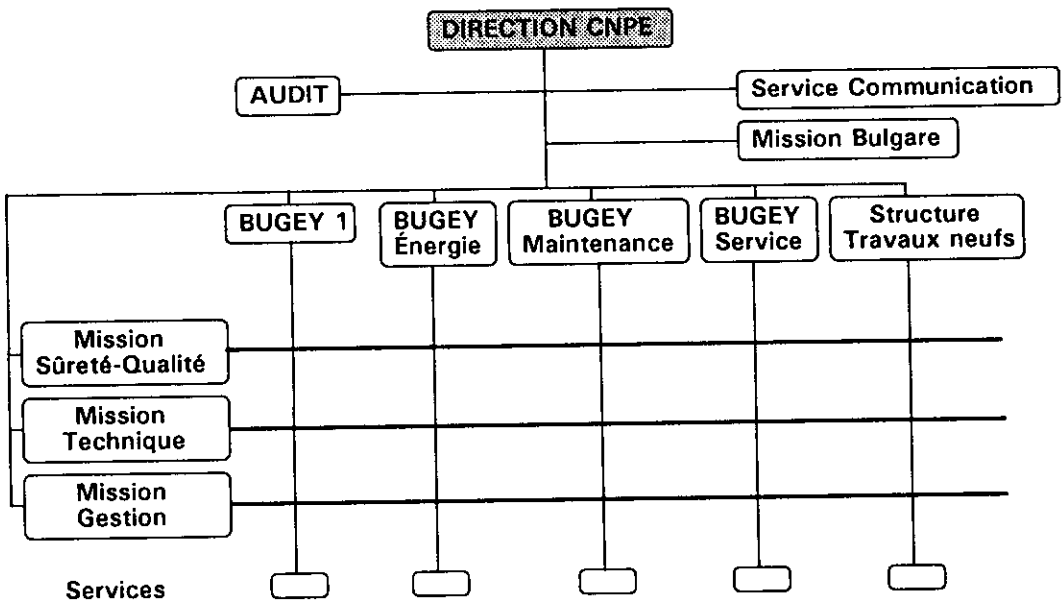
<sup>15</sup> dont 50% pour les salaires et charges des personnels EDF et 50% pour les salaires et charges des personnels prestataires ainsi que les matériels et approvisionnements divers.

formation. La moitié environ des personnels provient des environs (Ain, Isère, Rhône), 500 personnes se sont installées dans la région en provenance de départements extérieurs.

La proportion de cadres (260 personnes, soit 18,1%) est supérieure à la moyenne des autres sites. Par exemple la Mission bulgare, chargée des relations avec la centrale de Kosloduy <sup>(16)</sup> comprend 10 ingénieurs. Les 940 agents de maîtrise (65,5%) et 236 exécutants (16,4%) ont un faible *turn over* mais leur âge moyen s'accroissant en conséquence d'un an chaque année pose un problème de gestion des carrières à la direction.

Les dépenses de formation professionnelle oscillent entre 13% et 14% de la masse salariale depuis 1986, après avoir crû depuis le niveau de 8,8% en 1983. En 1992 45 heures de formation ont été dispensées en moyenne à chaque agent. Il faut noter que ces chiffres incluent les salaires des personnels au cours de leur formation.

L'organigramme de la centrale a été profondément modifié en novembre 1992, après plus d'un an de préparation.



### 1.3.2 Les travaux effectués à l'occasion des visites décennales

La durée moyenne d'une révision décennale est de 21 semaines, soit au total 800 000 heures de travail pour l'ensemble des intervenants. Cette durée se répartit en :

- maintenance et remplacement du combustible : 400 000 heures, dont 150 000 effectuées par EDF et 250 000 par les entreprises extérieures ;

<sup>16</sup> Voir le rapport de l'Office parlementaire pour 1992 : n°2765 - ASSEMBLÉE NATIONALE, n° 399 - SENAT.



- contrôles réglementaires liés à la maintenance : 70 000 heures, dont 5 000 heures effectuées par EDF et 65 000 heures par les entreprises extérieures ;
- modifications pour mettre les tranches au niveau de sûreté de la fin de palier : 330 000 heures.

Par ailleurs 500 000 heures ont été effectuées en amont, pour la préparation des opérations et les études correspondantes. Le coût total de la visite s'élève à 360 MF.

Au cours de ces visites décennales, 400 agents EDF sont amenés à intervenir sur la tranche concernée, dont 350 agents du Service de la Production thermique et 50 agents de la région d'Équipement de Lyon. Les personnels d'entreprises extérieures sont environ 800. Ils interviennent surtout dans les 13 premières semaines, au cours desquelles sont réalisées les opérations « lourdes » de maintenance et les contrôles.

On saisit toute l'importance que revêt la définition d'une politique efficace vis-à-vis des prestataires de service.

### *1.3.3 La CIVAR*

Vis-à-vis du tissu industriel environnant, Bugey est dans une situation délicate : la direction estime que le tissu local est très fragile, ce qui appelle une attention constante dans les marchés qui sont passés avec les entreprises composant ce tissu. En revanche le site peut compter sur les ressources du « Grand Lyon », qui dispose d'une infrastructure régionale très solide.

Par ailleurs d'autres centrales EDF sont réparties le long de la vallée du Rhône : Saint Alban, Cruas et Tricastin, toutes trois plus ou moins confrontées à la même situation. D'où l'idée de regrouper les actions de ces quatre sites au sein de la CIVAR, Coordination inter-sites de la Vallée du Rhône. La CIVAR est par nature destinée à harmoniser les pratiques des sites vis-à-vis des prestataires extérieurs.

La Charte est signée le 10 septembre 1992 par les quatre directeurs de centre. Les objectifs de la CIVAR sont multiples :

- améliorer la qualité des prestations, en particulier dans le domaine IPS (Important pour la Sûreté) ;
- optimiser les coûts ;
- minimiser les doses reçues ;
- bénéficier d'un retour d'expérience mutuel sur la connaissance des prestataires ;
- donner une image positive et cohérente des CNPE de la vallée du Rhône.

Un plan d'action est défini, qui consiste sur un plan général à rendre cohérentes les interfaces respectives des sites avec les prestataires, par une meilleure prise en compte de leurs préoccupations (ce qui suppose d'améliorer les conditions d'écoute) et

l'harmonisation qui s'appuie sur les « bonnes pratiques » qu'ils manifestent. Pour chaque famille de prestation il convient donc de coordonner les politiques industrielles locales, d'harmoniser les exigences techniques et commerciales, de mettre en commun les connaissances qu'ont les sites de leurs prestataires et de mettre en commun les expériences de partenariat.

Concrètement un forum régional est mis en place, qui doit se réunir à intervalles réguliers ; la mise en oeuvre du décret du 20 février 1992 (hygiène et sécurité) et du carnet d'accès se fait dans un cadre mieux coordonné ; les centres ont préparé une expérience commune pour des prestations de robinetterie en arrêt de tranche (appel d'offres régional, destiné à diminuer les coûts, augmenter la qualité, lisser sur l'année le plan de charge du prestataire sélectionné et lisser la dosimétrie). Une analyse en retour d'expérience de cette dernière action a été entreprise à la fin de 1993.

D'autres domaines sont enfin examinés en commun, comme la démarche ALARA, l'harmonisation des pratiques en matière d'accueil des entreprises ou de structuration des commandes...

La CIVAR fonctionne avec un groupe de coordination, composé de deux représentants permanents par site (pôle technique et pôle gestion), qui est chargé d'animer la réflexion et de préparer les décisions communes. Ce groupe de coordination s'appuie sur des groupes de travail inter-unités à vocation plus spécialisée, en tant que de besoin, et il suit la mise en application des décisions communes.

#### *1.3.4 La politique affichée vis-à-vis des prestataires : le partenariat*

Cette politique est due à un renversement des principes de fonctionnement de la centrale : d'un système de dépenses contrôlées, qui imposait au prestataire une obligation de moyens, on est passé à des commandes au forfait, qui lui imposent une obligation de résultats. Dans les domaines où l'enjeu « qualité » est élevé, cela nécessite des intervenants compétents, des méthodes et des outils performants ainsi qu'un contrôle technique fort.

Cela implique de développer un véritable partenariat avec ses prestataires, tout en sélectionnant les domaines d'activité où ce partenariat est nécessaire. Dans chaque domaine ainsi sélectionné, Bugey a défini sa méthode partenariale : 1/ étude de marché ; 2/ sélection des prestataires à consulter, selon quatre critères : volonté clairement affichée de se lancer dans cette démarche, niveau de qualité, compétence technique, santé économique ; 3/ rédaction de projets de contrats en partenariat ; 4/ consultation des prestataires, qui doit déboucher sur la sélection de plusieurs (afin d'éviter la constitution d'un « monopole partenarial ») ; 5/ exécution de chaque contrat, qui prévoit des étapes afin de pratiquer un retour d'expérience et la mesure des progrès.

Le partenariat est en fait défini comme la contractualisation d'un certain nombre d'engagements réciproques entre client et fournisseur, qui concourent à l'intérêt et au progrès des deux parties :

- *engagements clients* (exemples) : volume d'activité, lissage, durée (possibilité de conclure sur une base pluriannuelle), information et retour d'expérience vers le prestataire, responsabilisation du prestataire, clarification des rôles et des exigences ;
- *engagements fournisseurs* (exemples) : stabilité des équipes, formation adéquate, transparence (sur les prix, la sous-traitance, les contraintes diverses...), partage des gains de productivité, objectifs à atteindre (créativité, sécurité...).

Il s'ensuit une répartition des tâches, ou plutôt des catégories de tâches, entre les prestataires externes, les services propres de la centrale et les « prestataires EDF » :

- *pour les constructeurs et prestataires nationaux* : opérations faisant appel aux études de conception ou relevant de techniques particulière, opérations permettant aux constructeurs de suivre leurs matériels ;
- *pour les prestataires régionaux ou locaux* : tâches déterminées en fonction du bassin d'entreprise de la région, dans un but de soutien à l'économie locale ;
- *pour les prestataires étrangers* : mise en concurrence avec les constructeurs et prestataires nationaux, dans la limite des protocoles signés avec ces derniers ;
- *pour l'exploitant* : opérations de dépannage permettant de recouvrer rapidement la disponibilité du matériel, conservation du savoir faire pour être en mesure d'assumer le suivi permanent du matériel, l'ingénierie de maintenance sur site, le support logistique et la coordination des intervenants ;
- *pour les « prestataires EDF »* (c'est-à-dire internes à EDF mais extérieurs au site) : la Direction de l'Équipement a en charge l'ingénierie du parc et les modifications, GDL fait l'inspection en service des gros matériels, les inspections des matériels IPS après réparation, des expertises métallurgiques... certaines de leurs prestations peuvent être sous-traitées à des entreprises extérieures.

Cette méthodologie du partenariat s'inscrit dans le passage du « faire » au « faire faire » que j'évoquais déjà dans mon rapport pour 1991.

Enfin, d'un point de vue beaucoup plus pratique mais tout aussi important, y compris pour l'image de l'entreprise à l'extérieur, l'ensemble de l'organisation de l'accueil a été repensé afin d'améliorer son efficacité : plus d'efficacité, c'est moins de temps perdu, donc une durée et un coût mieux maîtrisés pour l'arrêt de tranche.

Les dysfonctionnements étaient nombreux : durée des formalités d'accès trop longue (environ une journée), lissage des arrivées insuffisant (chaque service convoquant « ses » entreprises de façon indépendante), interlocuteurs EDF trop dispersés, logistique d'accueil défaillante (bureaux, vestiaires, bip d'appel...)... Tout ceci conduisait à un manque de vision globale des prestataires sur le déroulement de l'arrêt de tranche, sans compter les perturbations induites par des modalités d'accueil variables d'un site à l'autre de la Vallée du Rhône.

A la fin de 1992, dans le cadre de la refonte des structures de la centrale, une Section Accueil des prestataires a été fondée, qui a vocation à assurer une bonne interface entre l'intérieur et l'extérieur de la centrale. Ses missions sont :

- centraliser et gérer pour l'ensemble des donneurs d'ordre les informations concernant les prestataires : un logiciel spécifique regroupe et gère le « carnet d'adresses » de l'ensemble des services de la centrale, soit 800 entreprises environ, dont 300 fréquemment utilisées ;
- assurer des réunions préparatoires avec l'ensemble des intervenants avant les arrêts ; il s'agit de présenter le planning de l'arrêt de tranche et les objectifs à atteindre ; ces réunions sont l'occasion de rencontrer tous les agents EDF impliqués dans les différents étapes de l'arrêt de tranche ;
- faciliter et coordonner l'application de la réglementation en matière d'accès : surveillance radiologique, contrôle des qualifications, carnet d'accès (pour les matériels IPS, obligatoire depuis le 1<sup>er</sup> juillet 1993) ;
- assurer au prestataire un soutien logistique de bonne qualité par une gestion rigoureuse (vestiaires, bureaux, télécommunications, accès informatique...) ;
- informer des spécificités du site (règlement intérieur, messages de la Direction...) ;
- mettre en contact les prestataires et donneurs d'ordre ou chargés d'affaires ;
- assurer les formalités de fin de séjour sur le site et alimenter le retour d'expérience ;
- réaliser les audits qualité des prestataires locaux (environ 15%) à la demande des donneurs d'ordre et pour des besoins spécifiques ; cette fonction était auparavant assurée par la Mission Sécurité-Qualité ;
- homogénéiser les pratiques d'accueil sur les sites de la vallée du Rhône.

### *1.3.5 Le point de vue des intéressés : divergences d'appréciation*

Un point d'ombre à ce tableau plaisant. J'ai pu rencontrer des entreprises prestataires sur le site même de Bugey le 15 juin 1993 et le lendemain lors d'une réunion qui a eu lieu à ma demande à la DIRE Rhône Alpes. Leur vision du partenariat est quelque peu différente de la présentation qu'en fait EDF.

Les entreprises extérieures estiment en effet que le partenariat selon la conception d'EDF est très contraignant : il n'y aurait pas d'obligation réelle pour le donneur d'ordre, la marge réelle de négociation serait très réduite, le partenariat se limite trop souvent aux interventions en zone « chaude » alors qu'il serait tout aussi utile et tout à fait opportun d'en étendre le principe et l'application aux autres zones de la centrale, les commandes sont souvent effectuées au dernier moment avec des calendriers de réalisation très serrés, ce qui empêche la mise au point d'une quelconque démarche

ALARA. Par ailleurs la forfaitisation des prestations est difficile sur certains types de chantiers.

Surtout, le prix que le donneur d'ordre accepte de payer devrait mieux intégrer l'expérience du prestataire, son professionnalisme ; cela valoriserait (et rentabiliserait) les efforts de formation et de qualification que les prestataires de services sont obligés ou incités à développer.

Cependant les prestataires reconnaissent et apprécient les efforts d'EDF dans certains domaines :

- la prise en compte de son professionnalisme dans le prix payé au contractant sur certains sites (et surtout à Saint Alban) ;
- la réflexion conjointe sur la protection radiologique en arrêt de tranche : EDF a fait un effort significatif avec le service de radioprotection et les chefs d'arrêt de tranche ; à Bugey la protection radiologique est évoquée tous les jours lors de la réunion quotidienne d'arrêt de tranche...
- l'implication d'EDF dans la formation en radioprotection (RP) et en matière de sûreté-qualité (QSP ou HN), implication d'autant plus appréciée qu'elle se traduit dans la prise en charge partielle par EDF du surcoût que la formation QSP impose aux prestataires...

### *1.3.6 L'équilibre ambigu entre partenariat et concurrence*

En fait la véritable pierre d'achoppement dans les relations entre EDF et ses prestataires de services réside dans la concentration des arrêts de tranche sur la période avril-octobre, ce que les acteurs concernés appellent la "saisonnalisation" des arrêts de tranche. Les conséquences en sont multiples :

1/ Une mauvaise disponibilité des ressources de l'entreprise en matériel et en hommes. Cela implique des tensions sur l'appareil de production et sur le niveau des effectifs.

La saisonnalisation des arrêts de tranche paraît être la cause essentielle du recours aux formes de travail précaire : les entreprises s'assurent un « noyau dur » de salariés permanents, bien formés, efficaces... afin d'avoir une crédibilité auprès du donneur d'ordre et de soumissionner dans de bonnes conditions aux appels d'offre ; puis elles ont recours aux CDD ou travailleurs intérimaires dès lors qu'elles ont obtenu un contrat.

2/ Un coût de formation élevé pour les interventions en zone contrôlée, que les activités en période creuse ne parviennent pas à amortir. Ce problème est aigu pour les personnels très spécialisés qui peuvent approcher de la limite de dose.

3/ La perte rapide du « geste nucléaire » lorsque l'on n'intervient pas en zone contrôlée pendant quelque temps. De plus il semble difficile dans ces conditions d'impliquer les personnels dans une démarche ALARA qui par définition est une démarche de long terme.

4/ La crainte d'être confronté à des difficultés croissantes pour les questions évoquées ci-dessus lorsque les nouvelles limites de dose recommandées par la CIPR 60 seront intégrées au dispositif réglementaire national.

Les dispositions de partenariat ou de fidélisation, comme j'ai pu le constater à Bugey, participent à la fois d'une politique industrielle visant à optimiser le rapport qualité-prix de la prestation fournie - ce qui reste un point essentiel pour un industriel, qui a un compte d'exploitation à surveiller - et d'une politique de prévention radiologique qui, si elle n'est peut-être pas l'objectif premier, en est au moins une heureuse conséquence.

Un partenariat renforcé sur l'ensemble de la vallée du Rhône se traduit ainsi par une meilleure répartition du plan de charge du prestataire sur l'année, une moindre incitation à recourir au travail précaire, une stabilité des personnels favorable à l'acquisition et la préservation des « gestes de sécurité » radiologique...

L'espoir de voir les arrêts de tranche répartis sur l'ensemble de l'année ne me semble pas réaliste : cela supposerait une extension sensible du parc nucléaire destinée à ne pas faire appel aux moyens de production classiques pendant la période hivernale, extension qui me paraît être une perspective peu crédible à l'heure actuelle...

Bien évidemment je ne saurais répondre <sup>(17)</sup> à la question de savoir si EDF devrait faire plus ou moins appel aux services de prestataires extérieurs ou effectuer plus ou moins de choses avec ses propres personnels. Le partenariat trouve ses limites - et peut-être son ambiguïté intrinsèque - dans la volonté de maintenir un certain niveau de concurrence. Je note cependant que des mesures compensatrices peuvent utilement suppléer à des difficultés manifestes.

## 2. UN EXPLOITANT BRIDE DANS SES INITIATIVES

Toutes les initiatives prises dans le cadre de Bugey dépendent de l'exploitant et de lui seul, et plus spécialement de son représentant sur le site. Il n'en est pas de même pour les initiatives prises dans le cadre national, celles qui, au-delà de la politique industrielle de site, tendent à mettre en place des modalités nouvelles de suivi dosimétrique.

Le point de blocage avec les autorités publiques et avec l'ensemble du dispositif actuel de gestion de la dosimétrie réglementaire réside dans la notion de secret médical.

### 2.1 Le blocage français autour de la notion de secret médical

#### 2.1.1 *Le système français de gestion de la dosimétrie réglementaire*

J'ai présenté plus haut les obligations respectives de l'exploitant et de l'employeur au regard de la réglementation française sur la protection des travailleurs dans les

---

<sup>17</sup> A tous les sens du terme : je n'ai ni la compétence pour répondre, ni le mandat pour juger.

installations nucléaires de base. Il convient de préciser plus avant les implications de l'article 25 du décret de 1975 et celles de divers autres articles, dont les articles 43 et 44.

a. L'article 25 pose le principe d'une surveillance individuelle d'exposition pour chaque travailleur de catégorie A <sup>(18)</sup>. Cette surveillance doit être effectuée au moyen de dosimètres relevés mensuellement pour ce qui est de l'exposition externe et par analyses des diverses humeurs et *excreta* du corps humain pour ce qui est de l'exposition interne. Les résultats de cette surveillance doivent être vérifiés par des mesures périodiques effectuées par le SCPRI.

Certains chefs d'établissement peuvent être autorisés par arrêté du ministre chargé du travail ou du ministre chargé de l'agriculture à assurer eux-mêmes ladite surveillance. Dans ce cas les résultats sont communiqués au SCPRI, qui vérifie la qualité des mesures effectuées et les confirme par des mesures périodiques.

Dans le cas où l'employeur n'est pas le chef d'établissement ou ne dispose pas de l'autorisation prévue précédemment, il est tenu de faire effectuer la surveillance de l'exposition individuelle externe et interne par le SCPRI ou un organisme agréé à cet effet par les ministres chargés du travail et de l'agriculture après avis du SCPRI.

Les résultats de ces évaluations doivent faire l'objet de relevés précis, reportés sur la fiche d'exposition du dossier médical spécial des intéressés.

L'article 43 du décret de 1975 impose en effet pour chaque travailleur de catégorie A la tenue d'un dossier médical spécial par le médecin du travail. Mention de ce dossier doit être faite au dossier médical ordinaire de médecine du travail. En vertu de l'article 44, le dossier médical spécial doit contenir une fiche relative aux conditions de travail de l'intéressé, la fiche d'exposition mentionnant les dates et les résultats des contrôles de l'exposition individuelle et sa durée, ainsi que les dates et résultats des examens médicaux pratiqués sur le travailleur.

Enfin l'article 44 règle les modalités de circulation du dossier médical complet (ordinaire et spécial) : si l'entreprise vient à disparaître ou si le travailleur vient à changer d'entreprise, l'ensemble du dossier est transmis soit au médecin du travail de la nouvelle entreprise, soit au service médical du SCPRI, à charge pour celui-ci de l'adresser le cas échéant, à la demande du travailleur, au médecin du travail désormais compétent.

b. Dans la pratique le fonctionnement du système est donc différent pour les travailleurs EDF, COGEMA et CEA et pour les autres travailleurs. Les premiers appartiennent à des entreprises agréées pour effectuer elles-mêmes leur surveillance individuelle. Elles fournissent donc à leur personnel des films dosimétriques qu'elle développent. Leurs médecins du travail en assurent l'interprétation, la conservation et l'exploitation.

---

<sup>18</sup> Un travailleur doit être classé en catégorie A si ses conditions habituelles de travail sont susceptibles d'entraîner le dépassement des trois dixièmes des limites réglementaires d'exposition. Il est classé en catégorie B dans le cas inverse.

Les entreprises extérieures, dont aucune n'est à l'heure actuelle agréée, ont un abonnement en films auprès du SCPRI ou du seul laboratoire agréé, le LCIE. Elles fournissent ces films à leur personnel et les renvoient au laboratoire concerné. Celui-ci transmet les résultats au médecin du travail de l'entreprise, qui assure leur inscription au dossier médical spécial des intéressés.

L'information dosimétrique est donc normalement entre les mains des seuls médecins du travail (et un peu du SCPRI). C'est à eux que reviennent deux obligations :

- déterminer l'aptitude du salarié à occuper le poste de travail qui lui est destiné ;
- organiser la bonne circulation de l'information au fur et à mesure des déplacements éventuels du salarié.

### *2.1.2 L'affirmation du secret médical, ses conséquences et ses paradoxes*

Le secret médical est de façon quasiment constante opposé à toute demande de communication de données dosimétriques nominatives. Les raisons avancées sont essentiellement au nombre de trois :

- un résultat dosimétrique est une donnée de nature médicale, donc couverte par le secret médical ; elle ne peut être communiquée qu'à un autre médecin, avec l'accord de la personne concernée ;
- la communication des résultats dosimétriques à l'exploitant ou à l'employeur afin qu'il puisse gérer son personnel de façon à éviter les dépassements de dose est une perversion : seul un médecin est habilité à juger de l'aptitude du salarié, et ce jugement médical ne dépend pas seulement des doses reçues mais aussi de l'état général du salarié, déterminé par des examens médicaux et des visites médicales ;
- la communication des résultats dosimétriques à l'employeur risque de conduire à une « gestion de l'emploi par la dose », l'employeur pouvant chercher à amener systématiquement en limite de dose son personnel de façon à limiter le besoin (coûteux) de former des travailleurs qualifiés en radioprotection.

Les autorités françaises ont toujours défendu cette position, y compris dans les instances internationales. C'est par exemple à l'insistance de la partie française que l'on doit l'inscription de la notion de secret médical dans la réglementation européenne. Une communication de la Commission est parue au Journal officiel du 31 décembre 1985 *"au sujet de la mise en oeuvre des directives du Conseil 80/836/EURATOM, du 15 juillet 1980, portant modification des directives fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants, et 84/467/EURATOM, du 3 septembre 1984, modifiant la directive 80/836/EURATOM."* Cette communication indique que *"afin de protéger les informations relevant du secret médical, le seul renseignement contenu dans le dossier médical et qui doit être communiqué est le classement officiel de l'aptitude du travailleur, à savoir : l'aptitude, l'aptitude sous certaines conditions, l'inaptitude."*



Parallèlement le Pr. CHANTEUR, directeur du SCPRI, écrivait dans une Lettre à l'Éditeur adressée à la maison MASSON, intitulée *"Sur la confidentialité des résultats nominatifs de la surveillance individuelle d'exposition radiologique des travailleurs"* : *"Cette confidentialité représente une impérieuse obligation sur le plan des principes et les médecins qui seraient tentés de s'y dérober par lassitude ou par facilité ne peuvent l'ignorer ; ils s'exposeraient en effet aux sanctions pénales liées à toute infraction au secret professionnel."*

Cette opposition du secret médical a effectivement pour conséquence de priver l'exploitant et l'employeur de la connaissance des doses reçues par leurs travailleurs évaluées selon la dosimétrie réglementaire, *la seule qui doit être prise en compte pour la détermination d'un éventuel franchissement des limites de dose*. La dosimétrie opérationnelle, accessible à l'exploitant comme à l'employeur ne peut être en effet considérée à cet égard que comme un palliatif imparfait.

Le secret médical a une autre conséquence, peut-être plus paradoxale encore : alors que la vocation de l'inspecteur du travail est de veiller au respect de la réglementation en matière d'hygiène et sécurité, il lui est impossible de connaître les doses reçues par les travailleurs, donc d'avoir accès à un moyen de contrôler l'efficacité des mesures prises par l'employeur et l'exploitant...

Paradoxe encore plus grand : alors que l'inspecteur du travail, qui aurait vocation à connaître les doses reçues, ne peut les connaître du fait du secret médical, l'employeur lui les connaît, alors qu'il devrait normalement être tenu à l'écart !

En effet les laboratoires envoient la plupart du temps les résultats sous enveloppe cachetée, à l'attention du médecin du travail destinataire, mais adressée à l'employeur dans une autre enveloppe avec les films du mois suivant. Celui-ci n'a plus qu'à ouvrir l'enveloppe qui ne lui est pas destinée pour lire les résultats du mois écoulé...

Dans bien des cas le secret médical n'est en fait qu'un secret de polichinelle.

### *2.1.3 Une réglementation peu claire sur la question du secret médical*

En fait y a-t-il vraiment matière à invoquer le secret médical ? Les détracteurs de la notion font référence au fait qu'une mesure d'exposition n'est rien d'autre qu'une mesure d'un phénomène physique, le rayonnement, effectuée en un endroit précis du corps humain, à savoir la poitrine.

L'enjeu d'une telle argumentation est d'importance : si d'aventure il s'avère qu'une mesure d'exposition n'est pas autre chose qu'une simple mesure physique, comme la détermination de la température d'une pièce, c'est la justification même du secret médical qui tombe, et avec elle l'impossibilité pour l'employeur d'accéder à un résultat dosimétrique sous forme nominative.

La principale justification apportée à cette thèse est que le dosimètre, en l'occurrence le film, réagit non pas à un stimulus du corps humain - comme un thermomètre, bien qu'il effectue lui aussi une mesure externe - mais à un stimulus

extérieur, le rayonnement, qui n'a rien à voir avec l'état de santé de la personne en question.

Il ne me semble pas possible – en l'état actuel de mes réflexions – de retenir directement cette argumentation, sous réserve d'investigations plus poussées.

Certes le signal enregistré par le film est une modification de sa densité lumineuse due à son exposition à un rayonnement pendant une durée donnée. Mais le résultat dosimétrique n'est pas la simple traduction numérique de cette réponse du détecteur. Il fait intervenir une *interprétation* qui met en jeu des considérations médicales. C'est d'ailleurs ce qui justifie la différence nominale d'unité légale entre la dose absorbée et l'équivalent de dose :

- la dose absorbée est la quantité d'énergie absorbée par unité de matière ; elle s'exprime en gray (Gy), et  $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J.kg}^{-1}$  ;
- l'équivalent de dose est le produit de la dose absorbée par un facteur appelé facteur de qualité, sans dimension ; l'équivalent de dose s'exprime en sievert (Sv), et  $1 \text{ Sv} = 1 \text{ Gy} = 1 \text{ J.kg}^{-1}$ .

Du strict point de vue dimensionnel (au sens physique du terme) le Sv est identique au Gy. Mais sa signification est tout autre : le facteur de qualité est en effet introduit pour tenir compte des conséquences de rayonnements différents sur un même organe. Il convient ici de remonter au texte de base en la matière, à savoir la publication 60 de la CIPR. Elle indique dans son article 23 que *"On a trouvé que la probabilité d'effets stochastiques [sur les cellules ou l'organisme] dépend non seulement de la dose absorbée mais aussi du type et de l'énergie du rayonnement causant la dose. Cela est pris en compte en pondérant la dose absorbée par un facteur lié à la qualité de la radiation."* Dans l'article 25 le lien entre le facteur de qualité et des effets de nature biologique, donc médicale, est précisé encore plus explicitement : *"La valeur du facteur pondérateur pour le rayonnement pour un type et une énergie de rayonnement spécifiés a été sélectionnée par la Commission pour être représentative des valeurs de l'efficacité biologique relative de ce rayonnement dans le déclenchement d'effet stochastiques."*

La valeur numérique d'un équivalent de dose, qui est ce que l'on entend couramment par « résultat dosimétrique », n'est donc pas une mesure physique mais une détermination indirecte d'un effet biologique, même si une personne autre qu'un médecin peut matériellement réaliser la « conversion » de la dose absorbée en équivalent de dose.

La nature médicale ou non médicale des résultats dosimétriques dépend ainsi de l'interprétation qu'il faut donner à un phénomène *stochastique* : celui-ci reposant sur des considérations statistiques permet-il de conclure sur la santé d'un individu déterminé ?

De plus, la réglementation spécifique à la protection des travailleurs des INB contre les rayonnements ionisants est suffisamment ambiguë et peu claire pour laisser une large place à des interprétations divergentes.

D'une part les résultats dosimétriques sont destinés au médecin du travail et inscrits dans le dossier médical, qui ne peut être connu que de médecins (médecins du travail,

médecin inspecteur du travail, médecin personnel du travailleur, service médical du SCPRI). Surtout, en vertu de l'arrêté du 19 avril 1968 "précisant les conditions d'utilisation des dosimètres individuels destinés au contrôle des équivalents de dose reçus par les travailleurs directement affectés à des travaux sous rayonnements et exposés au risque d'irradiation externe", il est précisé que "la traduction des mesures de rayonnement en équivalent de dose ne doit, dans tous les cas, être effectuée que par un médecin qualifié en radioprotection."

D'autres dispositions du décret semblent plutôt aller en sens contraire :

1/ l'article 14 dispose que l'employeur est tenu d'informer l'inspecteur du travail, les travailleurs intéressés et le CHSCT ou à défaut les délégués du personnel des cas de dépassement d'une des limites d'exposition ; cette information doit préciser les causes présumées, les circonstances et les mesures envisagées pour éviter qu'ils ne se renouvellent ;

2/ l'article 26 dispose que en cas de dépassement des limites le *chef d'établissement* est tenu de faire cesser dans le plus bref délai les causes de ce dépassement et d'entreprendre d'autres actions, ainsi que d'informer le CHSCT ;

Pour ces deux articles, on est bien obligé de reconnaître qu'employeur et exploitant doivent être mis au courant des dépassements ainsi que du nom de la personne qui a subi un dépassement (sinon comment évaluer et faire cesser les causes ?). D'ailleurs l'article 14 dit bien que l'employeur informe le travailleur... Croire ou faire croire que le médecin du travail peut informer l'employeur ou l'exploitant d'un dépassement en indiquant le poste de travail concerné sans donner le nom de la personne impliquée relève d'une certaine hypocrisie.

Il est vrai, cela n'implique pas que l'employeur soit au courant de l'ensemble des résultats dosimétriques, dès lors qu'il n'y a pas de dépassement.

3/ l'article 25, qui instaure la surveillance individuelle n'est pas placé dans la partie intitulée "mesures d'ordre médical", relative aux examens médicaux, mais dans la partie intitulée "mesures d'organisation concernant les zones contrôlées et surveillées" ; il s'agirait là plus d'un indice que d'une preuve, les titres des textes normatifs ou de leurs parties n'ayant pas en eux-mêmes valeur normative ;

4/ mais l'argument le plus troublant est sans conteste le contenu de l'article 25 : celui-ci dispose dans son alinéa IV : que "les résultats des évaluations prescrites au présent article doivent faire l'objet de relevés précis reportés sur la fiche d'exposition du dossier médical spécial des intéressés. Les résultats de ces évaluations sont destinés au médecin du travail qui en informe le travailleur concerné. Ils sont communiqués à l'employeur, au chef d'établissement s'il n'est pas l'employeur, aux agents du service de prévention de l'organisme compétent de sécurité sociale ainsi qu'à l'inspecteur du travail selon les modalités précisées par arrêté des ministres chargés du travail et de l'agriculture. Ces arrêtés déterminent celles de ces informations qui doivent avoir un caractère non nominatif et être communiquées au CHSCT ou à défaut aux délégués du personnel."

Ainsi le texte même du règlement prévoit la possibilité de communiquer des résultats dosimétriques à des personnes autres que le médecin du travail. Notons que la dernière phrase peut tout à fait être interprétée comme imposant la transmission sous forme non nominative au *seul* CHSCT (emploi de la conjonction "et"), laissant ainsi toute latitude pour transmettre des résultats éventuellement nominatifs à l'employeur et aux autres personnes énumérées. Les indications concernant la forme des informations transmises sont si floues que les arrêtés d'application devant déterminer les modalités de transmission n'ont jamais été pris...

Il y a là au minimum une ambiguïté qui mériterait d'être levée, et à l'évidence une formulation qui mériterait d'être clarifiée.

## 2.2 Vers une plus grande ouverture ?

### 2.2.1 Un système moins restrictif à l'étranger

L'ambiguïté soulevée ci-dessus ne semble pas exister à l'étranger. C'est d'ailleurs une constante chez les opposants au secret médical que de constater que la plupart des autres pays ne soumettent pas les résultats dosimétriques au secret médical.

Au Royaume Uni par exemple, après des consultations extensives avec l'industrie nucléaire et les autres parties intéressées, le NRPB a mis en place à partir de 1976 un Registre national des Travailleurs exposés aux Rayonnements (NRRW), qui rassemble aujourd'hui des données relatives à plus de 100 000 personnes.

Les fiches du NRRW contiennent les renseignements suivants :

- renseignements personnels : nom, date de naissance, sexe, numéro national d'assurance, numéro national de sécurité sociale, numéro personnel, date de première embauche, date de cessation de travail, date d'embauche dans la dernière entreprise faisant travailler sous rayonnement, date de première embauche en travaux sous rayonnements, date d'entrée dans le NRRW, classification industrielle, état de mise à jour ;
- renseignements concernant l'exposition : exposition externe en profondeur (historique sur une base annuelle, dose de l'année), composante notionnelle de la dose (historique et de l'année), dose neutron (historique et de l'année), contamination interne (surveillance pour le plutonium, le tritium, les autres nucléides, incorporation interne), implication dans un accident radiologique.

Grâce à ce registre d'exposition et en effectuant des croisements avec d'autres registres nationaux, en particulier les registres de cancer, le NRPB a pu effectuer une étude épidémiologique de grande ampleur, publiée en janvier 1992.

En Allemagne également un registre national de protection radiologique a été créé en 1993. Le point important que je souhaite souligner ici est que les données relatives aux personnes, sous forme nominative, peuvent être transmises aux responsables de la protection radiologique dans les installations nucléaires. La transmission des données à

des fins de recherche est possible sous certaines conditions protégeant l'intérêt des personnes concernées.

### *2.2.2 La nécessité de maintenir ouvertes les options*

Il me semble important actuellement que les autorités françaises maintiennent ouverte les options envisageables, tant qu'une clarification de la notion de confidentialité à apporter aux résultats dosimétriques nominatifs n'aura pas été effectuée.

A ce titre, les discussions en cours au niveau européen pour l'actualisation des directives « Normes des base » sont marquées par la volonté de la partie française d'imposer à nouveau le secret médical. Il convient de noter à cet égard que le secret médical a pratiquement été levé dans la directive 90-641 EURATOM du 4 décembre 1990 "concernant la protection opérationnelle des travailleurs extérieurs exposés à un risque de rayonnements ionisants au cours de leur intervention en zone contrôlée."

Les articles 5 et 6 de cette directive définissent les obligations de l'entreprise extérieure et de l'exploitant :

- art.5 : *"L'entreprise extérieure veille, soit directement, soit au travers d'accords contractuels avec l'exploitant, à la protection radiologique de ses travailleurs, conformément aux dispositions pertinentes prévues aux titres III à VI de la directive 80-836 Euratom, et notamment :"*

*"- assure le respect des principes généraux et des limitations de dose [...] :"*

- art.6 : *"L'exploitant d'une zone contrôlée dans laquelle des travailleurs extérieurs interviennent est responsable, soit directement, soit au travers d'accords contractuels, des aspects opérationnels de leur protection radiologique qui sont directement en relation avec la nature de la zone contrôlée et de l'intervention. En particulier, pour chacun des travailleurs extérieurs qui intervient en zone contrôlée, l'exploitant doit :"*

*"- [...]"*

*"- faire respecter les principes généraux et les limitations de dose [...]."*

On se trouve à nouveau placé face à une ambiguïté troublante : l'employeur doit assurer le respect des limitations de dose (art.5-a) mais conformément aux dispositions des titres III à VI de la directive 80-836 EURATOM. Or les dispositions de ces titres définissent les limites d'exposition et les principes généraux de protection. En particulier l'article 30 dispose que *"Les résultats de la surveillance individuelle doivent être transmis à un médecin agréé à qui il appartient de les interpréter sur le plan sanitaire [...]"* et c'est sur les dispositions de ce titre VI que porte la mention de secret médical inscrite dans la communication de la Commission de 1985...

Donc l'employeur doit-il assurer lui-même le respect des limitations de dose (auquel cas il doit à l'évidence les connaître) ? ou doit-il simplement veiller de façon générale à la protection des travailleurs, laissant la surveillance effective se faire selon

les modalités prévues dans la directive de 1980 ? Il y a certainement matière à discuter longtemps.

La situation est en revanche plus claire pour l'exploitant : sans référence à une quelconque disposition d'une directive antérieure, il doit faire respecter les limitations de dose. Ceci implique qu'il soit amené à connaître les résultats dosimétriques individuels et nominatifs des travailleurs extérieurs intervenant en zone contrôlée.

On pourrait se demander si la question du secret médical n'est pas en définitive une fausse querelle... Il est certain qu'il y a une différence profonde de nature entre le jugement d'aptitude formulé par le médecin du travail et la constatation qu'un travailleur a franchi ou non les limites de dose réglementaires. Le second événement est en quelque sorte une opération purement « administrative » et objective alors que le premier est un acte médical et subjectif.

On ne saurait envisager que le médecin constatant un dépassement de limite prononce quand même l'aptitude du salarié : il découle clairement de la réglementation que les limites d'exposition professionnelle s'imposent à tous, médecins ou non. Elles constituent une borne objective au delà de laquelle des actions spéciales doivent être entreprises (examens...).

En revanche c'est le rôle du médecin de prononcer une aptitude ou inaptitude au vu de l'état de santé *général* du salarié, compte tenu de ses expositions professionnelles, des expositions non professionnelles dont il a pu également être l'objet, ainsi que des autres affections qui ont pu le frapper.

Ainsi le jugement médical ne peut aller que dans un sens plus protecteur pour le salarié que le simple contrôle du dépassement ou non dépassement des limites de dose. Dans ces conditions la seule restriction à opposer à la communication des résultats dosimétriques à l'employeur reste l'éventuelle tentation d'utiliser ses salariés jusqu'à la limite qu'ils « peuvent » recevoir.

### 2.2.3 Sortir de l'impasse ?

Je ne peux m'empêcher de penser que la seule voie pour sortir de cette impasse consiste à creuser plus avant l'idée avancée par le Pr. CHANTEUR lors de l'audition publique du 18 novembre 1993 : il pourrait être envisagé d'élargir la confidentialité des résultats à la personne compétente en radioprotection et au service spécialisé.

*"Personnellement je ne verrais pas d'inconvénient à ce que la personne compétente d'une part et le service spécialisé d'autre part soient associés à la confidentialité médicale. [...] On ne peut pas tout confondre. Dans une entreprise certaines personnes ont la responsabilité de l'administration et de la direction du personnel et d'autres celles de la sécurité. Elles devraient pouvoir être associées à la confidentialité du secret médical comme l'est le personnel paramédical. [...] Si les personnes compétentes en matière de radioprotection peuvent être associées à cette confidentialité, si elles peuvent prendre les mesures nécessaires au nom de l'employeur, sans forcément prendre le parti de l'employeur en tant que gestionnaire de personnel, le problème pourrait être résolu."*

Il conviendrait que les acteurs concernés mettent en commun leurs efforts afin que cette idée générale puisse déboucher sur une organisation pratique et efficiente.

## **C. DES DYSFONCTIONNEMENTS PROFONDS, QUI NECESSITENT DE RECONSIDERER LE SYSTEME DE SUIVI DES TRAVAILLEURS**

### **1. LA CIRCULATION DE L'INFORMATION : UN PROBLEME FONDAMENTAL**

Si la question du secret médical se pose avec autant d'acuité aujourd'hui, voire avec une telle connotation polémique, c'est parce que les employeurs et les exploitants, tout comme les autorités habilitées par la réglementation, ont du mal à maîtriser le suivi des travailleurs itinérants (temporaires ou non). DOSIMO ne pourra apporter qu'une réponse partielle puisqu'il ne s'agit pas d'une dosimétrie réglementaire. Il convient donc d'oeuvrer pour faciliter le développement des échanges d'information entre les différents pôles du système.

#### **1.1 Améliorer le fonctionnement de ce qui existe déjà**

Le bon fonctionnement du système de médecine du travail repose sur la circulation de l'information entre les médecins du travail, les employeurs (extérieurs, temporaires...), l'exploitant... Elle doit être améliorée. Cela implique de remédier aux défauts de certains outils actuels et de renforcer les moyens, nettement insuffisants, de certaines institutions.

##### **1.1.1 Les améliorations matérielles**

La carte de suivi médical, dont j'avais déjà longuement parlé dans le rapport pour 1991 de l'Office parlementaire, est mise en place progressivement. Lors de l'audition publique du 18 novembre, le Pr. CHANTEUR a ainsi indiqué qu'il en a été distribué environ 40 000 et que 20 000 volets environ ont été retournés au SCPRI à cette date.

Je ne reviens pas sur les objectifs de cette carte, qui ne comprend pas de données dosimétriques mais seulement les noms et prénoms du titulaire, les dix premiers chiffres de son numéro de sécurité sociale, les indications d'aptitude ou d'inaptitude validées à fréquence semestrielle (seule la première est indiquée sur le volet retourné au SCPRI) et les noms et coordonnées du ou des médecin(s) du travail qui juge(nt) de l'aptitude. La carte est essentiellement destinée à attester l'existence d'un dossier médical - donc à éviter d'en ouvrir un nouveau - et à confirmer l'aptitude du travailleur.

Le principal problème réside dans le numéro d'identification national. Délivré avec chaque carte par le SCPRI, il est en fait changé tous les trois ans, à l'issue de la période de validité de la carte (6 visites semestrielles). Ceci interdit donc *a priori* un suivi du travailleur sur plus de trois ans, sauf à établir une correspondance manuelle entre les numéros SCPRI successifs accordés à un travailleur déterminé. Je ne comprend pas pourquoi une telle disposition a été adoptée, alors qu'il aurait été très simple et bien plus

efficace d'accorder une fois pour toutes un numéro d'ordre national radiologique à tout travailleur exposé professionnellement aux rayonnements ionisants.

Il conviendrait assurément de reconsidérer cette question.

Au delà même du caractère contestable de ce changement, il est à noter que la période de trois ans retenue ne permet pas de couvrir efficacement la période de 5 ans retenue par la CIPR dans sa publication 60 pour la nouvelle limite de dose (100 mSv en moyenne sur cinq ans) ; il est vrai qu'il s'agit en l'occurrence d'une période glissante de cinq années.

Il conviendrait également que cesse immédiatement la distribution de films non nominatifs, y compris par l'organisme qui est investi par ailleurs de la mission de veiller au bon fonctionnement du système de suivi dosimétrique, le SCPRI. Le danger des films non nominatifs est connu : il permet de se donner l'apparence du respect de la réglementation lorsque le travailleur est en zone contrôlée, tout en autorisant les modifications les plus libres quant à l'identification des personnes un fois que le film a été exposé. En septembre 1993, le SCPRI a envoyé 3 287 films non nominatifs, contre 13 013 dosimètres nominatifs, ce qui représente une proportion non négligeable ; seuls 300 films environ lui ont été retournés sous forme nominative, les autres étant soit inutilisés par leur destinataire, soit inutilisables pour le suivi dosimétrique et médical puisque toujours anonymes...

L'amélioration de l'existant passe également par des mesures d'ordre strictement matériel. Je pense surtout ici à l'accroissement nécessaire des moyens de communication pour la médecine du travail. Ces mesures sont simples à mettre en oeuvre dans leur principe et ne nécessitent pas de refonte de la réglementation.

Il me paraît évident que l'on aurait déjà fait un grand pas en avant si l'on parvenait à mettre au point un système de communication efficace pour la médecine du travail. Les événements étonnants rapportés par le Dr. PILLE, dont j'ai fait état dans la première partie de ce chapitre, n'auraient plus l'occasion de se produire. Il serait ainsi plus difficile d'avoir des dossiers médicaux multiples et fragmentés, parsemés de périodes où l'activité du travailleur est inconnue.

De même une gestion plus efficace des communications permettrait de mieux appréhender le cas des travailleurs migrants - qu'ils soient travailleurs temporaires ou simplement mobiles du point de vue géographique.

A l'heure où dans n'importe quel restaurant de campagne, le tenancier peu interroger le central des cartes de crédit pour savoir s'il n'y a pas d'opposition sur la carte présentée, il serait surprenant que l'on soit incapable de mettre en place un système adéquat pour la médecine du travail.

Il est vrai qu'il faudra convaincre les employeurs de mettre quelque somme dans l'opération...

Ceci suppose une centralisation informatisée d'informations portant *au minimum* sur l'existence et la localisation des dossiers médicaux. Cela oblige à penser avec



quelque sérieux à l'accroissement des moyens du SCPRI, en particulier informatiques. Il conviendrait de rompre enfin avec cette habitude pernicieuse qui consiste à augmenter sans cesse les compétences - c'est-à-dire les obligations - d'une institution qui n'en peut mais, sans lui accorder les moyens de les mener à bien.

### *1.1.2 L'amélioration des procédures*

La prise en compte du décret 91-730 du 23 juillet 1991 sur la médecine du travail des salariés temporaires et du décret 92-158 du 20 février 1992 relatif aux prescriptions d'hygiène et de sécurité applicables aux travaux effectués dans un établissement par une entreprise extérieure conduisent EDF à revoir l'organisation des services médicaux et leurs relations avec les médecins des entreprises extérieures.

Ces textes renforcent en effet le rôle du médecin du travail de l'exploitant dans le suivi médical des salariés d'entreprises extérieures. Cette réorganisation sera faite en particulier avec un développement des moyens informatiques, en examinant les moyens de faciliter les échanges d'informations avec les services médicaux des entreprises extérieures.

EDF estime également que les pratiques des médecins du travail devraient être harmonisées. L'entreprise soutient la proposition faite par ses services médicaux de créer une association nationale des médecins du travail concernés par le suivi des salariés d'entreprises extérieures intervenant dans les centrales nucléaires. Il s'agit là d'une initiative à suivre et à supporter.

EDF souhaiterait également que les médecins du travail des entreprises extérieures suivent une formation en radioprotection similaire à celle demandée maintenant à ses propres médecins. Ceux-ci doivent depuis 1991 obtenir le diplôme de « radioprotection appliquée à la médecine du travail » délivré par l'Université RENE DESCARTES après 17 jours de formation répartis sur 7 mois.

## **1.2 Réfléchir à des modifications plus en amont**

### *1.2.1 Quelques principes préalables*

Travailler plus en amont, pour résoudre en profondeur les problèmes rencontrés suppose de respecter deux principes incontournables.

1/ Tout d'abord il ne faut pas réfléchir seulement en fonction des problèmes rencontrés dans la protection contre les rayonnements ionisants. Les dysfonctionnements relevés dans la première partie de ce chapitre sont en fait communs dans leur principe à tous les genres d'activités pratiquées par les travailleurs temporaires ou itinérants.

Ne transformons pas les travailleurs extérieurs du nucléaire en « privilégiés » du suivi médical. Il faut réfléchir à une meilleure organisation de la médecine du travail en conservant une vision *globale* de la précarité de certains travailleurs. Les solutions auxquelles on peut penser dans le domaine nucléaire doivent ainsi être conçues pour se généraliser le plus aisément possible aux secteurs d'activité « classiques ». Sans oublier que la médecine du travail doit rester « locale », attachée au poste de travail.

2/ Pour autant il ne faudrait pas se priver d'exploiter les caractéristiques que présente la question dans le domaine spécifiquement nucléaire. J'en vois essentiellement trois :

- un risque clairement identifié et facilement détectable : les rayonnements ionisants ;
- des exploitants relativement peu nombreux et très bien structurés et organisés ;
- des autorités publiques centralisées autour d'une institution précieuse, le SCPRI, qui peut jouer un rôle de fédérateur.

Ces caractéristiques facilitent la centralisation de certaines informations, le dialogue entre les autorités publiques et les exploitants et la visibilité de ce duo vis-à-vis du système extérieur.

J'observe par ailleurs que le décret 91-730 du 23 juillet 1991 sur la médecine du travail des salariés temporaires prévoit que les services de médecine du travail peuvent, dans une zone géographique déterminée, constituer un fichier commun à l'effet de regrouper les fiches d'aptitude médicale des salariés liés par un contrat de travail temporaire. L'instrument juridique existe pratiquement. Il serait regrettable de ne pas l'utiliser en l'étendant de façon adéquate.

### *1.2.2 Quelle médecine du travail ?*

Quelle médecine du travail alors ? On assiste à la faillite d'un système, certainement efficace pour les populations de travailleurs sédentaires, mais assurément pas pour ces cohortes croissantes de « nomades » que les nécessités du métier ou les rigueurs de la conjoncture jettent sur les chemins du « travail mobile ».

La précarisation de l'emploi est un phénomène de longue durée, auquel la médecine du travail devra bien s'adapter sous peine de perdre une part de sa légitimité. N'est-ce pas justement le travailleur précaire qui a le plus besoin d'être suivi par le système ?

En ce qui concerne la surveillance médicale, il faudrait s'interroger sur les conditions de son organisation, tout particulièrement lorsque les visites médicales sont effectuées, comme c'est généralement le cas, auprès d'un service médical qui n'est pas celui du siège de l'entreprise. Ces visites dites de réciprocité sont la cause essentielle de la fragmentation du suivi individuel.

Si l'on en accepte le principe, il faudra s'assurer que le médecin qui prononce l'aptitude est bien en possession du dossier médical de l'intéressé, réglementairement constitué, et que la dosimétrie à venir du salarié parviendra effectivement à ce médecin tant qu'il sera chargé du dossier.

Il faudra enfin que l'autorité de tutelle des services médicaux du travail, l'Inspection médicale du travail, exerce une action de persuasion sur les médecins

concernés pour que disparaisse cette relative indifférence qui m'a été signalée maintes fois, bien trop souvent, et qui se transforme si aisément en négligence coupable.

La radioprotection ne saurait être au service de la routine des jours qui passent : elle est au service des hommes exposés à un danger connu.

En dernier lieu, et quelle que soit la perfection du système, on ne pourra jamais éviter une fraude délibérée, surtout si elle s'appuie sur la collusion objective d'un travailleur qui veut d'abord décrocher ou conserver son emploi et d'un employeur peu scrupuleux, soucieux d'éviter des charges financières (formation, visite médicale...) et de conserver sa rapidité d'intervention pour obtenir le contrat avec EDF.

Il faut à cet égard instaurer des garde-fous efficaces. L'amélioration de la circulation de l'information en est un, mais surtout l'implication de l'exploitant, qui est le garde-fou ultime mais le plus directement efficace puisqu'il peut agir à l'entrée de la zone contrôlée.

## 2. L'ABSOLUE NECESSITE DE MAINTENIR UNE DOSIMETRIE REGLEMENTAIRE

### 2.1 Les pouvoirs publics ne peuvent être dépossédés de leurs responsabilités

Même si l'implication de l'exploitant est une nécessité - ce que je relevais déjà dans le rapport 1991 de l'Office parlementaire - elle ne peut justifier un effacement complet des autorités de radioprotection.

Or c'est bien ce qui se profile derrière l'ensemble des initiatives avancées par EDF, en particulier dans le Livre Blanc de la radioprotection. Certes, lors des comparaisons entre dosimétrie réglementaire et dosimétrie opérationnelle, il est fréquemment mis en avant la complémentarité des deux méthodes : *"cette dualité de moyens est une bonne chose en soi, car bien que les objectifs diffèrent, ces deux systèmes sont complémentaires et peuvent pallier leurs défaillances réciproques."*

Remarquons que l'appréciation porte en fait sur le moyen technique utilisé plus que sur le principe d'une cohabitation entre deux dosimétries.

Les choses se font plus précises dans les paragraphes suivants du Livre Blanc (p.12), dont certains passages sont inscrits en gras par les auteurs : *"Pour le suivi dosimétrique, EDF souhaite, dans l'esprit du rapport BIRRAUX (mais sans se limiter aux médecins), et également dans celui de la recommandation du Conseil Supérieur de la Santé et de l'Information nucléaire (CSSIN) du 17 janvier 1992 et de la Directive EURATOM 90-641 sus-mentionnée, collaborer avec les Pouvoirs publics à la réalisation d'un système unique de contrôle des doses. Les moyens électroniques en cours de développement peuvent apporter une solution, en permettant à la fois :"*

*"- la dosimétrie réglementaire, avec un cumul des doses, en vue d'éventuelles études épidémiologiques, plus représentatif que celui que l'on peut obtenir avec des films ;"*

*"- la dosimétrie journalière ou par opération associée à des fonctions d'alerte."*

*"EDF considère que la mise en place d'un tel système constituerait un net progrès en facilitant la collecte et la centralisation des mesures, et en mettant fin aux ambiguïtés actuelles."*

Il me semble que la référence faite à la neuvième recommandation inscrite dans le rapport pour 1991 de l'Office parlementaire résulte d'une interprétation erronée de mes propos. Lorsque je recommandais : *"des études sont engagées par le Ministère de la Santé et le SCPRI sur la faisabilité d'un système électronique de dosimétrie fiable, permettant une centralisation des données et comprenant l'équipement en terminaux des médecins du travail des exploitants et des entreprises sous-traitantes"*, je me plaçais bien évidemment dans le cadre d'une dosimétrie réglementaire dont le moyen technique, le film, aurait été remplacé par un autre moyen technique, le dosimètre électronique.

Le fait que j'aie limité aux seuls médecins du travail l'équipement en terminaux doit montrer avec suffisamment de clarté que je n'entendais pas réduire le rôle de la dosimétrie réglementaire, mais au contraire que je me plaçais dans le cadre des procédures actuellement prévues par la réglementation, en prenant simplement en compte l'évolution des techniques.

EDF l'a d'ailleurs bien compris, qui est obligée de mentionner entre parenthèses : *"(mais sans se limiter aux médecins)"* !

Malgré sa bonne volonté et son engagement réel en faveur d'une protection radiologique accrue, l'exploitant ne peut cependant rester le seul maître à bord. Chacun doit rester à sa place : l'exploitant doit exploiter ses installations en maîtrisant les conditions de rayonnement et en limitant les doses reçues grâce à la dosimétrie opérationnelle, l'employeur doit fournir des prestations dans son métier en faisant respecter la réglementation en matière de protection, l'autorité de radioprotection en liaison avec la médecine du travail doit contrôler que les limites de dose ne sont pas dépassées et que chacun remplit correctement ses fonctions.

Il ne doit pas y avoir mélange des genres : la dosimétrie réglementaire - quel que soit le moyen technique qu'elle utilise - a *par nature et par nécessité* vocation à rester indépendante de celle pratiquée par l'exploitant. Le terme même de « complémentarité » me semble pernicieux.

En définitive, je me vois amené à revenir sur une idée qui me tient à coeur et que l'expérience voit chaque jour justifiée : il faut une véritable autorité de radioprotection.

## **2.2 Pour une meilleure « compétitivité » de la dosimétrie réglementaire**

Cette absolue nécessité sera d'autant mieux acceptée que la dosimétrie réglementaire sera efficace. Elle ne doit pas être seulement « réglementaire » mais aussi légitime. La légitimité s'obtiendra par l'amélioration des conditions de gestion des résultats dosimétriques : c'est l'objet des points 1.1 et 1.2. Elle s'obtiendra également par l'excellence technique.

S'il est de bon ton aujourd'hui de se gausser du film, moyen archaïque s'il en est, j'estime nécessaire de rappeler les avantages du film en tant qu'instrument d'une dosimétrie réglementaire :

- il peut servir, une fois développé, de preuve matérielle en terme médico-légaux ;
- il n'est pas sujet à une dérive temporelle ou à des résultats aberrants en cas de choc ; le fait qu'il doive être protégé est relatif non pas à une modification intempestive de la dose enregistrée mais à la fragilité physique de l'émulsion ;
- il permet d'après le SCPRI un cumul de dose plus sûr que la dosimétrie électronique.

Certes le film a des défauts ; cependant défauts et avantages doivent être analysés non pas dans l'absolu mais au regard des fonctions qui lui sont dévolues en tant qu'instrument d'une dosimétrie réglementaire. Au vu des techniques actuellement disponibles il me semble que l'on ne doit pas achever trop vite d'instruire le procès du film.

En revanche il conviendrait de développer les recherches sur la connaissance des divergences entre les résultats de la dosimétrie film et de la dosimétrie électronique. On ne peut se contenter de la formule générale qui dit que ces résultats diffèrent dans une fourchette de + à - 20%. Une connaissance plus affinée des marges de précision serait certainement du plus grand intérêt.

## CHAPITRE III

### LE DOSSIER « SUPERPHENIX » EN 1993-94

La vie de SUPERPHENIX en 1993 a été marquée par une nouveauté pour cette installation tant de fois vilipendée et toujours si controversée. Une enquête publique a été organisée, phase partielle mais indispensable du processus d'autorisation de création qui a été engagé suite à l'arrêt pour une durée supérieure à deux ans, dû à la pollution du sodium primaire, survenu en juillet 1990.

Dans ce dossier complexe où la passion le dispute trop souvent à la raison, je suis resté fidèle à la ligne de conduite que je me suis tracée tout au long des ces quelques années d'investigations dans le domaine nucléaire : rester dans mon rôle de parlementaire, sans interférer avec les prérogatives et les compétences des autres autorités ou organismes ainsi que de l'exploitant.

C'est pourquoi j'ai considéré qu'il était de mon devoir de ne pas intervenir, sous quelque forme que ce soit, dans ou à propos de l'enquête publique, ou pendant la mise au point finale du rapport de la Commission d'enquête.

Cette attitude je crois a été largement comprise.

Elle ne me dispensait pas de regarder au plus près le déroulement des affaires, ni d'organiser quand j'ai jugé le moment adéquat, en toute indépendance et dans des conditions que j'ai moi-même déterminées, une audition ouverte à la presse, la deuxième du genre consacrée à SUPERPHENIX au Palais Bourbon.

Parallèlement il m'a semblé intéressant de refaire le point sur quelques questions concernant les modalités de fonctionnement (la vocation ?) de SUPERPHENIX au cas où son redémarrage serait autorisé. Le rapport CURIEN, remis au Premier ministre le 17 décembre 1992, est aujourd'hui la pièce essentielle du débat. C'est pourquoi il convient de lui accorder une attention renouvelée.

#### A. L'ENQUETE PUBLIQUE SUR SUPERPHENIX

##### 1. DEROULEMENT ET CONCLUSIONS DE L'ENQUETE PUBLIQUE

### 1.1 Les origines de l'enquête publique

Suite au redémarrage du 31 mai 1990, la centrale est couplée au réseau le 8 juin. Pendant la montée en puissance nominale le taux d'impuretés du sodium primaire augmente, tout en restant dans les limites admises : cette augmentation est normale et prévue, elle correspond à une faible pollution du sodium provoquée par les travaux effectués avant le redémarrage. Cependant à partir du 20 juin la mesure du taux d'impuretés évolue beaucoup plus rapidement et dépasse les limites admises. L'analyse des prélèvements physico-chimiques liés à la mesure du taux d'impureté s'étant révélée délicate, l'exploitant décide d'arrêter le réacteur le 3 juillet 1990 seulement.

Les mesures correctrices de court terme sont mises en oeuvre immédiatement (maintien du sodium à 250°C, localisation du défaut, lancement de la purification du sodium).

L'autorité de sûreté juge cependant que le délai de réaction de l'exploitant a été excessif : elle souhaite alors que celui-ci tire les enseignements généraux de l'incident pour la conduite ultérieure du réacteur. Ainsi, le 26 octobre 1990, le Ministre chargé de l'industrie et le Ministre chargé de l'environnement demandent qu'avant d'autoriser la remise en service de l'installation un certain nombre d'exigences soient satisfaites. Ces demandes portent essentiellement sur :

- les suites données à l'incident de pollution du sodium primaire ;
- le réexamen d'ensemble des règles générales d'exploitation et la garantie de leur bonne maîtrise par l'exploitant ;
- la revue de la capacité d'expertise technique mise à disposition de l'exploitant ;
- le maintien dans le temps des compétences techniques nécessaires à la bonne marche du réacteur ;
- les conditions du fonctionnement ultérieur du réacteur : retour d'expérience privilégié par rapport à la production, restriction éventuelle du domaine de fonctionnement.

L'analyse des premiers dossiers transmis par l'exploitant conduit l'autorité de sûreté à demander en octobre 1991 que certains d'entre eux soient complétés, en particulier ceux concernant l'évaluation des risques de corrosion des matériaux suite à l'incident de pollution, la revue de conception du circuit d'argon primaire, la maîtrise d'éventuels feux de sodium susceptibles de survenir en cas de rupture de tuyauteries, le retour d'expérience tiré des incidents survenus sur le réacteur PHENIX.

Ces différents dossiers, après avoir été analysés par la DSIN et ses appuis techniques, débouchent sur le rapport du 16 juin 1992 remis par le Directeur de la Sûreté des Installations nucléaires à MM. les Ministres chargés de l'environnement et de l'industrie.

Le 29 juin 1992 le Premier ministre publie un communiqué de presse qui apprend à l'exploitant et au public que "[...] le redémarrage de Superphénix sera subordonné à la réalisation des travaux nécessaires pour faire face aux feux de sodium ; une enquête publique sera menée préalablement à ce redémarrage [...]".

Cette enquête publique était inscrite dans la réglementation : le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963, texte de base en matière de régime d'autorisation des installations nucléaires, dispose dans son article 4 que "L'autorisation de création fixe le délai dans lequel [l'installation] est mise en service. [...] Si l'installation n'est pas mise en service dans le délai fixé ou si elle n'est pas exploitée pendant une durée consécutive de deux ans, une nouvelle autorisation, délivrée dans les mêmes formes, est nécessaire."

Notons que, contrairement à ce qui a été affirmé parfois, y compris dans mes précédents rapports pour l'Office parlementaire, le fondement juridique de la reprise de la procédure d'autorisation est bien l'article 4.III alinéa 3 cité ci-dessus, et non l'article 6. Celui-ci dispose en effet que "une nouvelle autorisation, délivrée dans les formes prévues à l'article 3, doit être obtenue : [...] lorsque, à cause d'un incendie, d'une explosion ou de tout autre accident survenant dans une installation nucléaire de base, celle-ci est détruite ou arrêtée pour une durée supérieure à deux ans." L'arrêt de Superphénix était dû à une décision de l'exploitant et non à l'un des événements décrits dans l'article 6, qu'il convient d'interpréter comme des événements provoquant à eux seuls et « directement » l'arrêt de l'installation. Il y a d'ailleurs une nuance entre la notion d'arrêt et celle de *non exploitation* : la première est objective, puisque relative à l'état de l'installation, la seconde est subjective puisque faisant référence à la destination de l'installation et à la volonté de l'exploitant.

Quoi qu'il en soit, la décision de subordonner le redémarrage de SUPERPHENIX à la réalisation des travaux nécessaires à la maîtrise des feux de sodium impliquait que l'installation restât arrêtée pour plusieurs mois encore, donc pour une durée totale supérieure à deux ans.

L'exploitant ayant déposé le 27 octobre 1992 une demande d'autorisation <sup>(1)</sup>, l'ensemble de la procédure pouvait alors être déclenché. L'enquête publique est régie par les chapitres I et II du décret n° 85-453 du 23 avril 1985 - c'est-à-dire est soumise au droit commun des enquêtes publiques sur les ouvrages qui "sont susceptibles d'affecter l'environnement" - et par des dispositions spécifiques inscrites dans l'article 3.III du décret du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires de base.

## 1.2 Le déroulement de l'enquête publique

### 1.2.1 Cadre général et constitution de la Commission

Suite à la demande présentée par l'exploitant, le Ministre de l'Industrie a confié au préfet de l'Isère, par lettre du 4 janvier 1993, la coordination d'une enquête publique auprès des populations situées dans un périmètre de 5 km autour de la centrale, incluant ainsi des territoires des deux départements de l'Isère et de l'Ain.

<sup>1</sup> Curieusement la DSIN écrit "demande d'autorisation de fonctionnement" dans son rapport d'activité pour 1992, notion inconnue dans le décret de 1963.



Par une décision en date du 13 février 1993, le président du tribunal administratif de Grenoble a constitué la Commission d'enquête :

- *président* : M. Jean PRONOST, expert près la cour d'appel de Paris ;
- *membres titulaires* : MM. Maurice EISENSTEIN, ingénieur de l'environnement, Francis CHASSIN, ingénieur en chef du génie rural, en retraite, Lucien PEJU, ingénieur divisionnaire des travaux publics, Guy ALBOUIN, chef de la section de radioprotection du CENG (Centre d'Études nucléaires de Grenoble), honoraire ;
- *membre suppléant* : M. Jean CHIAVERINA, ingénieur EFP et ISF.

En vertu de l'article 3.III du décret de 1963 <sup>(2)</sup>, la Commission a demandé au préfet de l'Isère de se faire assister par M. Pierre BOIRON, ancien directeur chez FRAMATOME, en retraite, pour l'étude des questions appelant des compétences techniques particulières.

Le dossier soumis à enquête a été déposé dans les préfectures de Grenoble et Bourg-en-Bresse, les sous-préfectures de La Tour du Pin (Isère) et Belley (Ain), ainsi que dans les communes comprises dans le rayon de 5 km tracé autour de la centrale, pour être consulté "aux jours et heures habituels d'ouverture au public" :

- pour l'Isère : Bouvesse-Quirieu, Creys-Mépieu, Saint Victor de Morestel, Arandon, Courtenay ;
- pour l'Ain : Briord, Montagnieu, Serrières-de-Briord, Lhuis, Marchamp, Seillonaz, Lompnaz.

Pour les jours et heures non ouvrables, le dossier pouvait également être consulté dans les deux préfectures et les deux sous-préfectures ainsi qu'à la mairie de Creys-Mépieu, à des jours et heures déterminés par l'arrêté interpréfectoral.

Les intéressés pouvaient consigner directement leurs observations sur les registres ouverts à cet effet, établis sur feuillets non mobiles, cotés et paraphés par l'un des membres de la Commission, ou les adresser par écrit à l'attention du président de la Commission, qui les viserait et les annexerait aux registres.

### *1.2.2 Les travaux de la Commission d'enquête*

Les modalités de réalisation de l'enquête ont été fixées par arrêté interpréfectoral du 15 février 1993 pris par les préfets de l'Isère et de l'Ain. Les sous-préfets de l'arrondissement de La Tour du Pin, pour l'Isère, et de Belley, pour l'Ain, ont été chargés de suivre sur place le déroulement de l'enquête publique.

Une première réunion d'organisation s'est tenue le 4 février 1993 à l'initiative du sous-préfet de La Tour du Pin, en sous-préfecture. Elle a rassemblé des élus locaux, des

---

<sup>2</sup> Introduit par l'article 1<sup>er</sup> du décret n°85-453 du 23 avril 1985 sur les enquêtes publiques dans les INB.

représentants des administrations concernées et la Commission d'enquête. Il y a été notamment décidé que la Commission siègerait dans des locaux indépendants de la sous-préfecture. D'autre part les modalités pratiques concernant les registres d'enquête et les dossiers soumis à enquête ont été définies.

L'établissement d'un guide de consultation du dossier d'enquête ainsi qu'un résumé de l'étude d'impact et une présentation de la société NERSA ont été demandés par la Commission. Enfin celle-ci s'est assurée que les formalités réglementaires de publicité et d'affichage avaient été accomplies.

La durée de l'enquête (prévue initialement du 30 mars au 30 avril) a été prolongée par deux fois :

- le 21 avril 1993 par décision du président de la Commission d'enquête, après avoir recueilli l'avis (au demeurant favorable) du préfet de l'Isère, pour une durée de quinze jours ; cette décision a été prise en vertu de l'article 19 du décret du 23 avril 1985 sur les enquêtes publiques ;
- le 13 mai 1993 par décret du Premier ministre, pour une durée d'un mois ("*jusqu'au 14 juin à 17 heures*") ; à cette fin les dispositions concernant les possibilités de prorogation de l'enquête inscrites dans le décret de 1985 ont été modifiées par un autre décret du 13 mai 1993 pris après avis de la Commission interministérielle des installations nucléaires de base : "*le délai de l'enquête, même s'il est prorogé en application de l'article 19 du décret du 23 avril 1985, peut être prorogé d'une durée maximale d'un mois.*"

**a. Permanences.** Les membres de la Commission d'enquête ont assuré 8 permanences, dont deux pendant la dernière période de prolongation : 4 dans les mairies concernées dont 1 en période de prolongation ; 3 dans les sous-préfectures de La Tour du Pin et de Belley dont une en sous-préfecture de La Tour du Pin en période de prolongation ; 1 en préfecture de l'Isère.

**b. Réunions de travail de la Commission.** Le travail de préparation des visites et réunions, l'examen de la réglementation, la prise de connaissance des déclarations du public, la synthèse des déclarations, la préparation du rapport, ont nécessité de nombreuses réunions de travail de la Commission. Certaines de ces réunions ont eu lieu avec la participation des autorités compétentes et du maître d'ouvrage.

**c. Visites diverses.** La Commission a effectué trois visites de la centrale de Creys-Malville : une visite générale (11 mars), une visite plus spécialement axée sur les problèmes de sûreté - situations accidentelles, risque sodium, retour d'expérience... - (26 mars), une visite orientée sur les travaux exécutés pour réduire les risques liés aux fuites de sodium (1<sup>er</sup> juillet).

La Commission a en outre visité le laboratoire environnement de NERSA, situé à Morestel, pour examiner le programme de surveillance des milieux et du cycle biologique (26 mars), ainsi que le réacteur PHENIX à Marcoule, pour s'informer

notamment sur l'incident de réactivité et les études relatives aux combustibles envisagés pour pratiquer l'incinération des actinides (2 avril).

Enfin le président de la Commission d'enquête s'est rendu à Beloyarsk (Russie) pour y visiter le réacteur soviétique BN-600 (24-27 août), ainsi qu'au Japon pour visiter le réacteur expérimental MONJU (27 août-1<sup>er</sup> septembre).

**d. Consultation de diverses institutions ou personnalités.**

12 février	modalités de l'enquête	sous-préfecture de La Tour du Pin
15 mars	modalités de l'enquête	sous-préfecture de La Tour du Pin
12 mars	modalités de l'enquête	sous-préfecture de La Tour du Pin, tribunal administratif de Grenoble
19 mars	principes concernant les réunions avec le public (réunion avec les élus)	sous-préfecture de La Tour du Pin
14 avril	sûreté de la centrale	DSIN, Paris
23 avril	sécurité de la centrale et impact sur l'environnement	SCPRI (représentants locaux)
13 mai	Plan particulier d'intervention	services de préfecture, DRIRE, Sécurité civile
19 mai	sûreté de la centrale	Groupe permanent « Réacteurs », Fontenay-aux-Roses
18 juin	contrôles de sûreté sur la centrale	DRIRE-Rhône Alpes, Division nucléaire
29 juillet	acquis scientifiques et techniques des RNR	CEA (M. Jean TEILLAC), Paris
22 juin	problématique générale de Superphénix	NERSA, Paris

**e. Organisation de réunions avec le public.** La Commission a utilisé les possibilités qui lui sont offertes par l'article 18 du décret de 1985 : *"Lorsqu'il estime que l'importance ou la nature de l'opération ou les conditions de déroulement de l'enquête publique rendent nécessaire l'organisation d'une réunion publique, le commissaire enquêteur ou le président de la Commission d'enquête en fait part au Commissaire de la République et au maître de l'ouvrage et leur indique les modalités qu'il propose pour l'organisation de cette réunion."*

*"Le Commissaire de la République notifie au commissaire enquêteur ou au président de la Commission d'enquête son accord ou son désaccord. Son éventuel désaccord est mentionné au dossier tenu au siège de l'enquête."*

Le 9 avril une réunion a été organisée à La Tour du Pin à l'initiative de la Commission et en liaison avec le sous-préfet de La Tour du Pin et NERSA. Cette réunion avait pour but de : présenter l'objet de l'enquête publique à l'ensemble des élus des deux départements concernés ; répondre aux questions pouvant être posées par les élus ; recueillir leur sentiment et leurs observations. Ont été évoqués au cours de la réunion : la puissance de la centrale, la possibilité d'utiliser le réacteur en incinérateur, diverses questions liées à la taxe professionnelle, l'attitude des actionnaires étrangers de NERSA, l'impact de la centrale sur l'environnement et les cultures, l'information du public, le démantèlement de la centrale, l'implication de la Commission locale d'Information, la politique de différents États en matière de filière rapide, les problèmes de réactivité de PHENIX...

C'est principalement par lettres ou délibérations des conseils municipaux que les élus des départements (conseillers municipaux, généraux ou régionaux, parlementaires) ont fait connaître leurs positions personnelles ou collectives.

Le 22 avril, une réunion publique a été organisée à La Tour du Pin, de 20h30 à 24h00, à la demande de la Commission d'enquête. Étaient présents : le président et les membres de la Commission d'enquête accompagnés de l'expert les assistant, un représentant de la DRIRE, un représentant de la DSIN, le directeur de la centrale de Creys-Malville, le directeur du Centre Lyonnais d'Ingénierie d'EDF, le chef de la Mission « Neutrons rapides » à la Direction de l'Équipement d'EDF.

Les débats ont été conduits par le président de la Commission, assisté d'un animateur de Radio France international. Environ 800 personnes ont assisté et participé à la réunion ; une centaine d'entre elles sont intervenues soit verbalement, soit en déposant en séance des questions écrites. Ces questions écrites ont été triées et rassemblées par thème par les membres de la Commission afin qu'il soit répondu à chacune dans toute la mesure du possible.

Les échanges ont été animés et parfois très vifs.

Le 9 juin (donc au cours de la deuxième prolongation), une réunion d'information a été organisée à Chambéry à la demande unanime du conseil municipal, sur proposition de M. ROUX, adjoint au maire. Présidée par le maire de Chambéry, elle comptait comme intervenants le président de la Commission d'enquête et deux membres de celle-ci <sup>(3)</sup>, deux représentants de la DRIRE Rhône Alpes, le directeur de la centrale de Creys-Malville, le directeur du Centre Lyonnais d'Ingénierie, le chef de la Mission « Neutrons rapides ».

Ont été évoqués au cours de la réunion : l'importance d'un débat global sur la politique énergétique et l'implication des hommes politiques dans le dossier, la politique d'information de la NERSA, le choix des personnes composant la Commission d'enquête, les coûts et l'équilibre économique et financier de SUPERPHENIX, les problèmes techniques rencontrés sur le réacteur ou sur le parc nucléaire en général, l'utilisation de SUPERPHENIX en sous-générateur, la mobilisation des personnels de la centrale, l'impact de la centrale sur l'environnement, la filière rapide, la sûreté de SUPERPHENIX...

f. Consultation de rapports à caractère officiel ou non officiel. La Commission a jugé utile d'examiner certains documents émanant de diverses instances. Elle en a fait des résumés adjoints à son rapport final :

- DSIN, *Rapport à Mme le Ministre de l'Environnement et M. le Ministre de l'Industrie et du Commerce extérieur*, DSIN Paris n° 978-02, 16 juin 1992 ;

---

<sup>3</sup> M. PRONOST définissait ainsi son rôle lors de la réunion : "S'il existe des questions sur lesquelles nous pouvons répondre, nous le ferons. Par contre, si vous posez des questions de fond sur l'enquête en cours [...] il est évident que nous n'avons pas le droit de défrayer les 4 500 lettres reçues. Nous ne pourrions pas vous répondre, mais sur les questions de forme nous essaierons de le faire au maximum, sachant que vos interlocuteurs sont la NERSA, maître d'ouvrage, et la DRIRE qui est ce qu'on appelle grosso modo l'autorité compétente."

- Ministère de la Recherche et de l'Espace, *Rapport du Ministre de la Recherche et de l'Espace à Monsieur le Premier ministre. LE TRAITEMENT DES PRODUITS DE LA FIN DU CYCLE ELECTRONUCLEAIRE ET LA CONTRIBUTION POSSIBLE DE SUPERPHENIX*, 17 décembre 1992 ;
- C. BIRRAUX, *Rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires*, Office parlementaire d'Évaluation des Choix scientifiques et technologiques, ASSEMBLEE NATIONALE n° 2765 - SENAT n° 399, 1992 ;
- Comité d'Applications de l'Académie des Sciences, juin 1992 ;
- Commission des Communautés européennes, *L'industrie de conception et de construction des centrales nucléaires face à la réalisation du Marché unique*, COM (89) 347 final, 7 février 1990 ;
- K. UEMATSU, *Réacteurs rapides : conserver une option*, AEN-OCDE, 1992.

g. Recueil et étude des déclarations émanant du public. L'ensemble des déclarations, dont un grand nombre reproduisent le même texte, représente un total de 29 412, toutes origines confondues.

*Synthèse formelle des déclarations recueillies*

NATURE DES DÉCLARATIONS	NOMBRE	FAV.	DÉFAV.
<b>Déclarations déposées sur registres officiels</b>			
<b>ISÈRE</b>			
Communes	388		
Sous-préfecture de La Tour du Pin	41		
Préfecture de l'Isère	84		
<b>AIN</b>			
Communes	166		
Sous-préfecture de Belley	1		
Préfecture de l'Ain	4		
<b>Total</b>	<b>684</b>	≈ 40%	≈ 60%
<b>Courriers individuels</b>			
<b>ISÈRE</b>	<b>685</b>	<b>14,2%</b>	<b>85,8%</b>
<b>AIN</b>	<b>57</b>	<b>21%</b>	<b>79%</b>
<b>Autras</b>	<b>3493</b>	<b>17%</b>	<b>83%</b>
<b>Total (1)</b>	<b>4235</b>	<b>946</b>	<b>3289</b>
<b>Courriers collectifs</b>			
Consulat de France à Genève	757		
FRAPNA Isère	20 700		
Greenpeace	271		
Comité Malville	2 345		
Registres non officiels des mairies de Chambéry et Villeurbanne	269		
Écologistes de Charente	151		
<b>Total</b>	<b>24 493</b>		
<b>Délibérations de conseils municipaux</b>	<b>14</b>		

(1) il y a une contradiction dans le décompte des avis favorables ou défavorables : si l'on se réfère aux pourcentages donnés par département d'origine, les nombres d'avis favorables et défavorables totaux s'élèveraient en fait à 700 et 3530 environ, plutôt que 946 et 3289, valeurs indiquées dans le rapport

A partir des courriers et déclarations reçus, la Commission a établi une synthèse qu'elle a transmise au maître d'ouvrage et aux pouvoirs publics (DSIN et SCPRI). Les questions et déclarations ont été regroupées sous six thèmes : réglementation, sûreté et sécurité, impact sur l'environnement, finalité de SUPERPHENIX, aspects économiques, déchets.

La Commission note que : 1/ les déclarations formulées sur les registres émanent pour la quasi totalité de personnes habitant la région proche ; 2/ les déclarations reçues par courrier à la Commission proviennent en majorité de la région, mais une forte proportion d'entre elles émane de départements éloignés, voire de pays étrangers (Suisse, Allemagne, Italie en particulier) ; 3/ la plupart des déclarations constituent des affirmations non accompagnées de questions ; 4/ dans bon nombre de déclarations recueillies, *"les sujets évoqués débordent du cadre de l'enquête : critiques de la réglementation régissant les enquêtes publiques, questions sur le nucléaire en général, les choix énergétiques au niveau européen et les créations d'emplois."*

La Commission note aussi que *"pour les communes proches de la centrale de Creys-Matville, le pourcentage d'avis favorables l'emporte largement ; beaucoup de motivations et une grande confiance dans l'outil de travail sont exprimées. A l'inverse, pour les déclarations provenant de lieux plus éloignés, le pourcentage d'avis défavorables l'emporte largement."*

Enfin la Commission a établi - vraisemblablement pour ses besoins propres - plusieurs synthèses : 1/ débats énergétiques précédents et conséquences de la loi du 30 décembre 1991 (relative aux recherches sur l'élimination des déchets radioactifs) ; 2/ aspects économiques (production d'électricité, dédommagement éventuel des partenaires étrangers en cas de non redémarrage, conséquences du non redémarrage pour l'économie régionale) ; 3/ les réacteurs à neutrons rapides dans le monde ; 4/ l'accident de Tchernobyl : impact et leçons à en tirer ; 5/ synthèse des réflexions sur la sûreté de la centrale (méthodologie de sûreté, accidents graves, feux de sodium, incidents sur PHENIX, conditions essentielles au maintien de la centrale en état sûr) ; 6/ Plan particulier d'intervention ; 7/ programme japonais OMEGA (séparation et transmutation des actinides) ; 8/ le retour d'expérience international pour SUPERPHENIX ; 9/ fermeture du cycle du combustible, déchets.

### 1.3 Conclusions de l'enquête publique et rapport de la Commission d'enquête

La Commission a remis son rapport au préfet de l'Isère le 29 septembre 1993. Le rapport, très volumineux, est constitué du rapport proprement dit, de ses conclusions motivées (présentées séparément conformément à la réglementation), d'un index par mots clés et glossaires, et de huit annexes :

- annexe 1 : *Synthèse des déclarations recueillies par la Commission d'enquête publique concernant le renouvellement de l'autorisation de la centrale nucléaire de Creys-Matville (Isère) équipée d'un réacteur à neutrons rapides* (16 pages) ; sous les six thèmes mentionnés ci-dessus (réglementation, sûreté et sécurité, impact sur l'environnement, finalité de SUPERPHENIX, aspects

économiques, déchets), il s'agit du document transmis pour commentaires et réponses à la NERSA et aux pouvoirs publics ;

- annexe 2 : *Réponses aux déclarations et aux questions* (236 pages) apportées par NERSA, la DSIN, le SCPRI et la Commission d'enquête aux questions les concernant, présentées sous forme de fiches individuelles ;
- annexe 3 : *Comptes rendus des visites et réunions* (56 pages recto) ;
- annexe 4 : *Compte rendu de la réunion avec les élus* (9 pages recto) ;
- annexe 5 : *Compte rendu de la réunion publique* (112 pages + annexes) ;
- annexe 6 :
- annexe 7 : *Compte rendu de la réunion d'information de Chambéry* (63 pages) ;
- annexe 8 : *Schémas de liaison de la Commission avec l'Autorité compétente (AC) et le Maître d'Ouvrage (NERSA)* (3 pages).

La Commission a émis un avis favorable au renouvellement de l'autorisation de la centrale de Creys-Malville.

*"Compte tenu de tous les éléments et de toutes les considérations qui précèdent (1), la Commission se déclare en faveur du renouvellement de l'autorisation de la centrale de Creys-Malville, sous réserve que la Direction de la Sécurité des Installations nucléaires émette un avis favorable à ce redémarrage, suite à son réexamen de sûreté de l'installation concernant, notamment, la prise en compte des nouvelles exigences en matière de prévention contre les risques de feux de sodium.*

*(1) Voir Corps du Rapport partie A et B pages 1 à 62"*

La Commission expose ensuite les motivations sur lesquelles elle fonde son avis favorable, par « centres d'intérêt ». Compte tenu de la nature d'une enquête publique, qui consiste à recueillir les réactions du public, je reproduis ici intégralement l'appréciation formulée au regard des avis exprimés.

*"Avis exprimés :*

*"• La Commission a examiné les avis favorables et les avis défavorables."*

*"• Un nombre élevé d'avis négatifs provenant de diverses régions de France et même de l'étranger a été enregistré, généralement motivés par la crainte d'un accident nucléaire ou d'un détournement de matière fissile à des fins militaires rendu possible par la croissance continue des stocks de plutonium qui résulterait de la multiplication de RNR surgénérateurs. La Commission émet au § 4.2 ci-après des recommandations en ce sens."*

*"Toutefois, il n'a pas paru à la Commission que la centrale de Creys-Malville pouvait être particulièrement dangereuse ou constituer en elle-même une cause significative d'accroissement du risque de détournement du plutonium."*

*"La centrale est par contre bien acceptée par la population qui travaille ou qui vit à proximité. Elle est aussi bien insérée dans l'économie locale, que l'arrêt définitif ne manquerait pas de perturber profondément."*

Sont présentées également ici les autres motivations sous forme résumée :

- *"Engagement financier"* : l'arrêt conduirait certainement les partenaires étrangers à demander un dédommagement, et serait défavorable à la participation française à d'autres projets internationaux ;
- *"Creys-Malville, outil de production"* : une rentabilité suffisante est attendue de l'exploitation de la centrale ;
- *"Creys-Malville, moyen d'irradiation de déchets"* : Creys-Malville peut tester en conditions industrielles les procédés de destruction du plutonium et des autres actinides ;
- *"Creys-Malville et le cycle du combustible"* : le RNR est indispensable à l'emploi rationnel de la ressource énergétique que constitue le plutonium et à la valorisation des stocks d'uranium appauvri ;
- *"Creys-Malville et la surgénération"* : il convient de maintenir ouverte l'option du surgénérateur ;
- *"Environnement"* : Creys-Malville a montré son faible impact sur l'irradiation des personnels et l'environnement ;
- *"Emploi"* : le développement de l'industrie nucléaire, et des RNR en particulier, a une influence très favorable sur l'emploi en France ;
- *"Situation internationale"* : il faut maintenir, éventuellement dans un cadre international, l'avance française acquise grâce à SUPERPHENIX ;
- *"Finalités"* : la reprise est nécessaire à la poursuite raisonnée de la politique nationale de production d'électricité nucléaire, dans un esprit de responsabilité vis-à-vis des générations futures ;
- *"Sûreté"* : le réacteur ne présente pas de danger particulier.

Enfin la Commission d'enquête a jugé utile de formuler plusieurs recommandations, reproduites ci-dessous :

#### *"4.2.1 Textes régissant les enquêtes publiques"*



"Limitation de l'enquête à un rayon de 5 km autour de l'installation concernée.  
Cette limitation résulte de l'application du décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié. Le rayon des 5 km devrait pouvoir être élargi dès l'ouverture de l'enquête :"

"- si un accident grave peut avoir des conséquences au-delà du rayon de 5 km ;"

"- si la zone géographique d'intérêt est sensiblement plus importante."

"Difficultés rencontrées. Au cours de l'enquête la Commission a rencontré certaines difficultés dues aux moyens insuffisants découlant de la réglementation. Elle pense que certains aménagements pourraient être utiles dans le cas d'enquêtes ayant une importance exceptionnelle et un fort impact médiatique. En particulier, la durée devrait pouvoir être, dès l'origine, adaptée à l'importance et à la complexité de l'enquête."

"Elle suggère également que le pétitionnaire soit invité à annexer à son dossier un résumé synthétique, d'une dizaine de pages, simple et compréhensible".

"4.2.2 Plan particulier d'Intervention (PPI). La Commission estime que la mise à jour du PPI et les fiches d'information du public doivent être diffusées avant le redémarrage de la centrale."

"4.2.3 Gestion du plutonium et des autres déchets dangereux à longue durée de vie. La Commission d'enquête recommande que le redémarrage de la centrale de Creys-Malville, s'il est prononcé, entre dans le cadre d'une politique de l'énergie clairement affichée et de l'énoncé des objectifs en matière de recherche et de mise au point des procédés de réduction du stock de plutonium et de destruction des autres actinides."

"4.2.4 Situation internationale des RNR. La Commission considère que le redémarrage de Creys-Malville ne peut être dissocié du contexte international. Elle recommande que le développement de la filière soit poursuivi dans le cadre d'accords industriels multinationaux recherchant la meilleure économie de moyens. Dans ce contexte, l'industrie française devrait jouer le rôle de leader étant donné l'avance acquise grâce à SUPERPHENIX."

"4.2.5 Sécurité nucléaire. La Commission a étudié les aspects sécurité de la centrale. Elle se repose sur l'analyse de la Direction de la Sécurité nucléaire en ce domaine (DSIN). La Commission recommande que l'avis de la DSIN sur les principales études de sécurité soit porté à la connaissance du public comme cela a été le cas en juin 1992."

## 2. UNE ENQUETE PUBLIQUE, POUR QUOI FAIRE ?

### 2.1 La neutralité contestée de la Commission d'enquête

#### 2.1.1 Une question d'importance

La neutralité de la Commission d'enquête est un impératif absolu. Sur elle repose la légitimité de la démarche d'enquête publique. D'une part le commissaire enquêteur ou la Commission d'enquête est l'interface indispensable entre le maître d'ouvrage

demandeur et le public. D'autre part il revient à la Commission de concevoir et rédiger le rapport final, ainsi que de donner son avis – favorable ou défavorable – sur le projet considéré.

La question a d'autant plus d'importance que la nature de l'avis a des conséquences juridiques bien définies. En vertu de l'article 6 de la loi n° 83-630 du 12 juillet 1983 « relative à la démocratisation des enquêtes publiques et à la protection de l'environnement », *"les juridictions administratives saisies d'une demande de sursis à exécution d'une décision prise après des conclusions défavorables du commissaire-enquêteur ou de la commission d'enquête, font droit à cette demande si l'un des moyens invoqués dans la requête paraît, en l'état de l'instruction, sérieux et de nature à justifier l'annulation."*

Il s'agit là d'un régime particulièrement favorable accordé par la loi au sursis à exécution. Rappelons que le droit commun jurisprudentiel impose la réunion de deux conditions pour prononcer un sursis de la décision attaquée jusqu'au jugement de recours : l'invocation d'au moins un moyen sérieux paraissant de nature à justifier l'annulation, et le risque que l'exécution de la décision en cause emporte des conséquences irréversibles ou difficilement réversibles dans les faits. De plus même si les conditions requises sont réunies, le juge n'est en aucune façon tenu de prononcer le sursis : il a simplement la faculté de le faire et pourra, pour des raisons d'intérêt général, s'abstenir d'en user.

### 2.1.2 Les contestations portant sur la composition de la Commission

*"Passons sur la composition de la Commission, tellement tirée vers les tenants de SUPERPHENIX que c'est sûrement pour qu'on le fasse remarquer."* Cette petite phrase au détour d'un article de la *Gazette nucléaire* (n° 131/132, janvier 1994) résume en peu de mots l'appréciation de bon nombre d'organisations ayant participé à l'enquête publique.

Il est clair que le fait que certains des membres de la Commission aient appartenu à ce que d'aucuns appellent « le système » peut nuire à la visibilité de cette neutralité.

M. PRONOST, président de la Commission, en est d'ailleurs bien conscient. Il déclarait à propos du choix de M. BOIRON comme expert, lors de l'audition du 16 décembre dernier, *"j'ai pensé que je ne pouvais pas prendre une personne du système pour être libre et travailler tranquillement."* Or comme il le faisait remarquer quelques instants auparavant *"l'état de fait en France est que la connaissance est souvent dans le système, ce dernier étant représenté par le CEA et EDF."*

Il peut toujours y avoir matière à gloser sur la composition d'une commission d'enquête ou le choix d'un commissaire enquêteur. Chacun voyant midi à sa porte s'étonnera de la désignation de tel ou tel, passant alors la légitimité de la personne choisie au crible de ses éventuelles prises de position antérieures.

*"Nous avons fortement l'impression, à travers toute une somme de nominations, y compris celle de M. PRONOST à la tête de la commission d'enquête, qu'il s'agit d'un retour en arrière au niveau de l'indépendance des autorités de contrôle et des instances"*

*de débat démocratique ou des instances d'audition d'expertises judiciaires en France*" disait M. AVRILLIER lors de l'audition du 16 décembre.

Je souhaite rappeler à ce propos que, en confiant au président du tribunal administratif ou à la personne déléguée par lui à cette fin la compétence de désigner le ou les commissaires, la loi de 1983 sur les enquêtes publiques a justement renforcé très nettement les garanties de transparence et d'indépendance qui étaient – à tort ou à raison – jugées inférieures du fait que la décision était auparavant du ressort du préfet.

Par ailleurs la loi fixe des garde-fous tendant à garantir sur le fond l'indépendance des commissaires enquêteurs. Elle dispose ainsi dans son article 2.3 et 2.4 *"Ne peuvent être désignés comme commissaires-enquêteurs ou comme membres de la commission d'enquête les personnes intéressées à l'opération à titre personnel ou en raison de leurs fonctions, notamment au sein de la collectivité, de l'organisme ou du service qui assure la maîtrise d'ouvrage, la maîtrise d'oeuvre ou le contrôle de l'opération soumise à enquête."*

*"Les dispositions de l'alinéa précédent pourront être étendues, dans des conditions fixées par décret en Conseil d'État, à des personnes qui ont occupé ces fonctions."*

Ces dispositions sont précisées et complétées dans le décret d'application de 1985, en son article 9. Celui-ci comprend tout à la fois des prescriptions positives et des prescriptions négatives : *"Le commissaire enquêteur ou les membres des commissions d'enquête peuvent être choisis :"*

*"- parmi les personnes ayant acquis, en raison notamment de leurs fonctions, de leurs activités professionnelles ou de leur participation à la vie associative, une compétence ou des qualifications particulières soit dans le domaine technique de l'opération soumise à enquête, soit en matière d'environnement ;"*

*"- parmi les personnes figurant sur la liste nationale ou sur les listes départementales tenues en application de l'article R. 11-5 du Code de l'expropriation pour cause d'utilité publique."*

*"Ne peuvent être désignées pour exercer les fonctions de commissaire enquêteur les personnes intéressées à l'opération soit à titre personnel, soit en raison des fonctions qu'elles exercent ou ont exercées depuis moins de cinq ans, notamment au sein de la collectivité, de l'organisme ou du service qui assure la maîtrise d'ouvrage, la maîtrise d'oeuvre ou le contrôle de l'opération soumise à enquête, ou au sein des associations concernées par cette opération."*

Le dispositif juridique français ne s'intéresse donc pas à la qualité du ou des experts que la commission peut appeler auprès d'elle. Ce point pourrait éventuellement être modifié, car même si l'expert ne peut participer à la décision finale concernant l'avis de la commission, il peut par ses conseils – puisque c'est bien là sa vocation – avoir une influence sur sa perception des problèmes. Cette possibilité, ouverte pour les installations nucléaires par le décret du 11 décembre 1963, dispose tout de même d'un garde-fou naturel puisque la désignation (faite par le préfet et non par le président du tribunal

administratif) de la "personne qualifiée" ne peut intervenir que "pour l'étude des questions appelant une compétence technique particulière."

Je remarque enfin que le dispositif juridique en vigueur établit un équilibre - et c'est bien normal - entre la nécessaire connaissance que doit avoir le commissaire enquêteur des problèmes de fond soulevés par le dossier mis à l'enquête et l'absence d'intérêt direct dans l'opération projetée.

Dans le cas de dossiers aussi passionnels que SUPERPHENIX, la filière plutonium ou le nucléaire en général, peut-on alors vraiment avoir acquis "une compétence ou des qualifications particulières" sans s'être un jour un peu « mouillé » en laissant entendre que l'on serait « plutôt pour » ou « plutôt contre » ? J'ai en mémoire l'appréciation formulée par M. THIERRY, de GREENPEACE, me disant que M. PRONOST était un pro-nucléaire. J'ai cru saisir également dans les coulisses de l'audition du 16 décembre une conversation entre ces deux personnes, où M. THIERRY faisait remarquer que ENERO'HIC, publication dirigée par M. PRONOST, spécialisée dans le domaine de l'énergie, avait plusieurs fois publié des articles favorables au nucléaire...

Je laisse la responsabilité de ses jugements à chacun. Il me paraît indispensable de rappeler cependant que la décision de nomination d'un commissaire enquêteur est un acte administratif comme un autre. A ce titre il est susceptible d'être attaqué devant les tribunaux. Cette situation délicate - une juridiction administrative devant juger une décision prise par une autre juridiction administrative - est pourtant nécessaire si l'on veut réellement trancher la question.

Si une organisation a un doute sérieux sur la neutralité d'un commissaire enquêteur, elle doit porter ce doute devant les tribunaux. Faute de quoi il ne faudra plus considérer ses appréciations ultérieures que comme un élément tactique de la guerre de tranchées qu'elle entend livrer à son adversaire.

Au demeurant, est-on sûr que ces soupçons portés sur la Commission de Creys-Malville aient réellement été justifiés, au vu du résultat de l'enquête ?

« Oui » disent les opposants à SUPERPHENIX. Car ils contestent également les travaux de la Commission.

### 2.1.3 La contestation des travaux de la Commission

Je passe rapidement sur les appréciations peu amènes écrites par M. AVRILLIER (4), qui affirme par exemple que "la Commission est allé quémander des réponses au lobby nucléaire (Haut Commissaire du CEA, Président du Groupe permanent « Réacteurs », Président du directoire de NERSA, Agence pour l'Énergie nucléaire de l'OCDE, Unité nucléaire de la Commission des Communautés européennes, rapport du Comité nucléaire des Applications de l'Académie des Sciences), se permettant même de joindre des documents publicitaires de l'AEN."

4 Voir document joint en annexe.

Je passe également sur le fait que la Commission a rendu un avis favorable. Puisqu'elle doit rendre un avis, celui-ci doit être évidemment positif ou négatif. Il est curieux cependant que la Commission n'ait pas cru devoir intégrer sous forme de réserve à son avis la recommandation qu'elle émet sur le Plan particulier d'intervention. M. PRONOST disait encore à l'audition publique : *"Nous avons dit qu'il était hors de question que cette centrale redémarre tant que ce dossier ne serait pas à jour, et en particulier les fiches d'information du public."* Il est vrai que la procédure de démarrage est différente de celle de création juridique de l'installation.

Je préfère m'intéresser aux questions véritables soulevées lors de l'audition du 16 décembre ou dans des documents divers qui ont pu me parvenir. On peut résumer les critiques faites en deux points : 1/ la Commission ne fait que reprendre dans son avis les arguments de NERSA ; 2/ le rapport de la Commission ne prend pas en compte les contre-propositions qui ont été formulées lors de l'enquête. Enfin il est dénoncé une certaine confusion sur le rôle que s'attribue, ou ne s'attribue pas, ou s'attribue à moitié, la Commission vis-à-vis de la sûreté de la centrale.

Le premier point appelle peu de commentaires. Sur le fond, l'avis motivé de la Commission ne dépend que d'elle, et elle retient les arguments qu'elle juge pertinents pour formuler et justifier cet avis. Que ces arguments soient ceux de NERSA peut chagriner certains, mais dès lors qu'ils sont inscrits dans les motivations de la conclusion, ils deviennent des arguments de la Commission.

Le second point est plus pertinent. Une vraie question se pose sur le contenu du rapport d'enquête publique. La loi de 1983 dispose bien que (art. 2) *"L'enquête [...] a pour objet d'informer le public et de recueillir ses appréciations, suggestions et contre-propositions [...] afin de permettre à l'autorité compétente de disposer de tous éléments nécessaires à son information."* Le dernier alinéa de l'article 4 précise que *"Le rapport et les conclusions motivées du commissaire-enquêteur ou de la commission d'enquête sont rendus publics. Le rapport doit faire état des contre-propositions qui auront été produites durant l'enquête ainsi que des réponses éventuelles du maître d'ouvrage, notamment aux demandes de communication de documents qui lui ont été adressées."*

Le décret d'application de 1985 dispose pour sa part que *"Le commissaire enquêteur ou la commission d'enquête établit un rapport qui relate le déroulement de l'enquête et examine les observations recueillies. Le commissaire enquêteur ou la commission d'enquête consigne, dans un document séparé, ses conclusions motivées, en précisant si elles sont favorables ou non à l'opération."*

En fait le contenu du rapport reste largement indéfini par la réglementation actuelle, et plusieurs questions d'importance restent en suspens :

- faut-il entendre par *"faire état"* une description précise des contre-propositions recueillies ? une description sommaire ? la simple mention de leur réception par la commission ?
- faut-il entendre par *"examiner les observations recueillies"* le fait que la commission doit commenter elle-même dans son rapport chacune des contre-

propositions recueillies ? donner une appréciation synthétique ? intégrer une appréciation synthétique aux motivations de la conclusion ?

- lorsqu'il est dit que l'administration compétente doit "*disposer de tous les éléments nécessaires à son information*", faut-il entendre par là que l'ensemble des courriers et déclarations reçues doit lui être remis ? ou que le rapport de la commission doit présenter tous les éléments d'information allant dans un sens ou dans l'autre, au service de la décision ?

La question semble d'importance pour les organisations suisses. Il a ainsi été affirmé lors de l'audition du 16 décembre que les documents envoyés par le WWF Suisse et six associations, quatre villes et sept communes par lettre recommandée avec accusé de réception ne figuraient pas dans le rapport d'enquête et n'étaient pas répertoriés en tant que tels.

J'estime pour ma part que le rapport de la Commission d'enquête, avec tous ses annexes, répond largement aux exigences des textes régissant les enquêtes publiques. Je souhaiterais que toutes les enquêtes publiques sur des projets d'aménagement importants débouchent toujours sur des documents aussi fournis et complets.

## 2.2 Quelle information pour le public ?

C'est la question qui vient tout naturellement à l'esprit après les considérations précédentes : si l'autorité compétente doit recueillir les observations émises par le public, c'est assurément après que celui-ci a été informé des tenants et aboutissants du projet soumis à enquête. J'ai dit quelques lignes plus haut que "*L'enquête [...] a pour objet d'informer le public*". Ceci suppose que des dispositions appropriées soient mises en oeuvre pour assurer cette information.

### 2.2.1 Quelques problèmes matériels : l'accès au dossier d'enquête

L'enquête publique se fonde sur la mise à disposition du public d'un dossier préparé par le maître d'ouvrage, une fois réalisée la publicité de mise à l'enquête, effectuée par les soins du préfet. Cette mise à disposition ne signifie pas que le dossier peut être distribué à toute personne qui le demanderait.

La seule possibilité pour le public de prendre connaissance des informations contenues dans le dossier consiste à aller le consulter aux endroits limitativement énumérés où il a été déposé. Ceci explique les controverses qui ont pu surgir à propos de la « limitation de l'enquête à un rayon de 5 km ». Rappelons que au sens strict l'enquête n'est pas limitée à un rayon déterminé : la commission peut valablement recevoir des déclarations provenant de toute la France.

La réglementation dispose simplement que l'arrêté d'organisation de l'enquête précise "*les lieux, ainsi que les jours et heures où le public pourra consulter le dossier d'enquête et présenter ses observations sur le registre ouvert à cet effet*" (art.11). La seule indication concernant la géographie de l'enquête est une obligation *a minima* : "*Cette désignation [des communes où l'avis est publié par voie d'affiche] porte au minimum sur toutes les communes sur le territoire desquelles l'opération doit avoir lieu.*"

La référence à 5 km est inscrite dans le décret de 1963 relatif aux installations nucléaires de base : *"lorsqu'une bande de 5 km de largeur tracée autour du périmètre proposé par l'exploitant pour l'installation nucléaire de base empiète sur le territoire de plusieurs départements, la procédure d'enquête s'applique dans les mêmes conditions que celles prévues au deuxième alinéa de l'article 7 du décret n° 85-453 du 23 avril 1985 pour les opérations réalisées sur le territoire de plusieurs départements."* Il s'agit justement d'ouvrir le champ géographique minimum de l'enquête !

Il est ainsi paradoxal qu'une disposition d' « ouverture » ait été unanimement interprétée comme une disposition tendant à la « fermeture » – pour ne pas dire au verrouillage – du cadre géographique de l'enquête. Ouverture puisque justement la réglementation des installations nucléaires de base définit une procédure qui permet d'impliquer éventuellement des communes non adjacentes à l'installation.

Le principal problème reste alors l'impossibilité pour le public d'obtenir une communication matérielle et physique des exemplaires du dossier : celui-ci ne peut être que consulté, dans des lieux déterminés.

Cette disposition, acceptable lorsque l'opération projetée est « banale », l'est à mon avis beaucoup moins lorsque l'enjeu est aussi important que celui représenté par SUPERPHENIX. Cela explique d'ailleurs deux initiatives diversement appréciées :

- le quatrième jour de l'enquête, le 3 avril 1993, le dossier déposé à la mairie d'Arandon est dérobé par le Comité Malville : *"par ce geste symbolique, les militants du Comité Malville veulent dénoncer l'aspect scandaleusement limitatif de la consultation restreinte à 5 km autour de la centrale nucléaire de Creys-Malville"* ; le dossier réapparaît quelques heures plus tard à la tribune du Conseil national des Verts à Grenoble ;
- le 13 mai 1993, lors de l'annonce de la deuxième prolongation de l'enquête, les ministres de l'industrie et de l'environnement annoncent que le dossier sera désormais déposé dans les préfectures des neuf départements limitrophes de l'Ain et de l'Isère, et qu'il sera également accessible à toute personne le désirant moyennant le paiement des frais de reproduction.

Une telle disposition devrait être généralisée.

Enfin la mise à disposition du dossier dans les pays étrangers a été également l'occasion d'un certain nombre de controverses. Cependant je dois signaler que, via notre ambassade à Berne et le consulat général de France à Genève, un exemplaire du dossier d'enquête a été remis au conseiller fédéral chargé de l'énergie et un exemplaire au Conseil d'État de la Ville de Genève.

Depuis le décret n° 93-245 du 25 février 1993, la transmission du dossier d'enquête publique est de droit pour les États membres de la Communauté. *"Lorsqu'elle constate qu'un projet dont la demande d'autorisation lui est présentée est susceptible d'avoir des incidences notables sur l'environnement d'un autre État membre de la Communauté économique européenne, l'autorité compétente pour organiser l'enquête*

*publique transmet le dossier au ministre des affaires étrangères. Le ministre des affaires étrangères communique à l'État concerné le dossier de demande d'autorisation avant l'ouverture de l'enquête publique, en lui indiquant les délais prévisibles de la procédure."*

*"Lorsqu'un État membre de la Communauté dont l'environnement est susceptible d'être affecté notablement par un projet en fait la demande, le ministre des affaires étrangères lui communique le dossier de demande d'autorisation."*

En ce qui concerne la Suisse, il me paraît évident que l'on ne peut pas se permettre de refuser par référendum l'entrée dans la Communauté d'une part, et d'autre part demander à bénéficier des avantages qu'en la matière aurait apporté l'appartenance à la Communauté (5)...

Reste qu'il me paraît tout à fait normal d'associer les pays voisins à une enquête publique sur un projet d'aussi grande ampleur et d'aussi grand retentissement que celui de SUPERPHENIX par exemple.

### *2.2.2 La composition du dossier soumis à enquête*

Un premier point à relever : la complexité du dossier est souvent considérée comme un élément dirimant d'une réelle implication du public dans le processus d'enquête publique. Je ne sais pas dans quelle mesure cet argument peut amener à une révision des pratiques actuelles.

Certes je note que les dispositions réglementaires prévoient dès aujourd'hui que le dossier puisse être complété par le maître d'ouvrage sur requête du commissaire enquêteur : *"Sous réserve des dispositions du dernier alinéa de l'article 2 de la présente loi (6), le maître d'ouvrage communique au public les documents existants que le commissaire enquêteur ou le président de la commission d'enquête juge utiles à la bonne information du public. En cas de refus de communication opposé par le maître d'ouvrage, la réponse motivée est versée au dossier de l'enquête"* (loi de 1983, art. 4).

Le décret d'application n'apporte pas grande précision supplémentaire : *"Lorsqu'il entend faire compléter le dossier par un document existant dans les conditions prévues à l'article 4 de la loi du 12 juillet 1983, le commissaire enquêteur ou le président de la commission d'enquête en fait la demande au maître d'ouvrage ; cette demande ne peut porter que sur des documents en la possession du maître de l'ouvrage. Le document ainsi obtenu ou le refus motivé du maître de l'ouvrage est versé au dossier tenu au siège de l'enquête"* (décret de 1985, art. 17).

Ces dispositions ont été mises à profit par le président de la Commission pour demander à NERSA la constitution d'un résumé de l'étude d'impact et l'établissement d'un guide de consultation du dossier d'enquête, documents qui ont été joints au dossier

<sup>5</sup> Étant entendu que le décret de février 1993 n'aurait pas été applicable de toute façon à l'enquête de Creys-Malville, son dernier article indiquant que les dispositions du décret n'entreraient en vigueur que le troisième mois suivant sa publication.

<sup>6</sup> Qui impose le respect du secret de la défense nationale, du secret industriel, et de tout secret protégé par la loi.



soumis à enquête. En l'occurrence cette demande de la Commission va même au-delà de ce que prévoient les textes, puisque les documents en question n'existaient pas et ont été mis au point pour l'occasion.

On entend souvent dire qu'il faudrait un document clair, court, synthétique, accessible à tous y compris aux non spécialistes... Une généralisation de ce procédé me semble buter sur le « paradoxe du mécontentement permanent et maximum », phénomène largement répandu :

- si aucun document comparable n'est joint au dossier, on dénoncera la complexité et l'obscurité de ce dossier pour le grand public, qui est pourtant amené à donner son avis ;
- si le dossier se limite à des éléments simples, on soutiendra – pas nécessairement à tort – qu'il ne s'agit que d'un rideau de fumée pour cacher des faiblesses ou des atteintes illégitimes et sournoises à certains intérêts menacés ;
- si le dossier technique et accompagné de documents non techniques, on mettra en avant les nécessaires simplifications voire contradictions qui pourront apparaître inévitablement entre les deux catégories de documents.

Je vois difficilement comment sortir de l'impasse, sauf peut-être à faire appel à des spécialistes de communication, qui mettent sous une forme accessible au commun des mortels les documents du dossier d'enquête. Ce travail ne pourrait se faire que sous leur propre responsabilité, et à partir des documents du dossier seulement, sans faire intervenir d'autres éléments extérieurs.

C'est bien la composition détaillée du dossier qui est le point le plus important. Le dossier soumis à enquête est en effet établi entièrement par le maître d'ouvrage. Il comporte aux termes du décret de 1985 : 1/ l'étude d'impact ; 2/ la mention des textes qui régissent l'enquête publique en cause et l'indication de la façon dont cette enquête s'insère dans la procédure administrative relative à l'opération considérée ; 3/ le dossier prévu par la réglementation spécifique à l'opération projetée.

Ce dernier dossier comporte, en vertu des dispositions de l'article 3.I du décret du 11 décembre 1963 les références du demandeur, divers plans et cartes, et *"un document donnant les caractéristiques de l'installation et de son fonctionnement et exposant, à partir des principes énoncés dans le rapport préliminaire de sûreté, les mesures prises pour faire face aux risques présentés par l'installation et limiter les conséquences d'un accident éventuel. Ce document précise également les dispositions destinées à faciliter le démantèlement ultérieur de l'installation."* Il constitue, pour les installations nucléaires de base, l'étude de dangers au sens de l'article 46 de la loi du 22 juillet 1987 (relative à l'organisation de la sécurité civile, à la protection de la forêt contre l'incendie et à la prévention des risques majeurs).

Dans le cas de l'enquête sur SUPERPHENIX, le dossier était constitué de 8 pièces regroupées en 4 classeurs et rassemblant environ 900 pages :

- pièce 0 : préambule ;

- pièce 1 : demande d'autorisation ;
- pièce 2 : carte au 1/25 000<sup>ème</sup> ;
- pièce 3 : plan de situation au 1/10 000<sup>ème</sup> ;
- pièce 4 : plan détaillé de l'installation au 1/2 000<sup>ème</sup> ;
- pièce 5 : étude de dangers ;
- pièce 6 : installations classées pour la protection de l'environnement ;
- pièce 7 : étude d'impact ;
- pièce 8 : rappel des textes en vigueur.

Quelle valeur accorder à un dossier préparé uniquement par l'exploitant ? Cette question a été maintes fois évoquée au cours de l'enquête elle-même, et au cours de l'audition du 16 décembre. Elle a amené le Collège de la Prévention des Risques technologiques à prendre position dans son avis n° 16 « sur le redémarrage de SUPERPHENIX », publié le 6 décembre 1993. Le Collège estime ainsi que *"le dossier de l'enquête publique n'a pas fourni tous les éléments d'un débat. L'enquête visait pourtant à « permettre dans la plus grande transparence un débat contradictoire sur les garanties de sécurité des installations », selon le communiqué du Premier ministre du 23 décembre 1992."*

J'ai demandé à M. SALOMON, président du Collège de la Prévention, de bien vouloir me préciser ce que cette institution avait entendu affirmer par là. Je lui demandai par la même occasion si le Collège avait développé une « doctrine » sur ce que devrait être un dossier d'enquête publique.

M. SALOMON m'a répondu qu' *"il n'existe pas de doctrine du Collège, sinon qu'on ne peut être satisfait des conditions dans lesquelles l'enquête publique dans ce cas particulier, mais plus généralement toutes les enquêtes publiques en France sont menées."*

*"Le récent rapport de Madame Bouchardeau à Monsieur Barnier, Ministre de l'Environnement, évoque d'ailleurs ce problème : « tout se passe comme si l'administration, le maître d'ouvrage et le commissaire enquêteur préféreraient que le quatrième acteur, le public, se manifeste le moins possible »."*

Il est vrai qu'il réside une ambiguïté fondamentale dans le dispositif de l'enquête publique tel qu'il est conçu actuellement. Selon les termes mêmes des textes, le public doit pouvoir être informé et formuler des contre-propositions. Peut-on alors faire reposer la connaissance qu'il peut obtenir des tenants et aboutissants de l'opération sur les seuls documents et informations émanant de l'organisme demandeur ?

Un grand nombre de voix s'élèvent pour demander que le dossier soumis à enquête soit complété par des contributions émanant d'instances extérieures au maître d'ouvrage,

de façon à assurer un autre éclairage et à ne pas biaiser le jugement du public. Dans son principe, je ne peux que souscrire à cette idée généreuse. Je ferai toutefois les remarques suivantes :

1/ Se placer dans cette perspective implique que l'on considère le public comme non informé au préalable, et susceptible de voir son opinion évoluer au regard des arguments et contre-arguments présentés officiellement devant lui sur un pied d'égalité. Est-on certain que ces deux paramètres soient vraiment réunis ?

Il n'existe pas (ou peu) ce « marais » cher aux électoralistes et politologues distingués, qui y voient avec raison le lieu où le destin politique du pays balance à chaque consultation électorale. Il me semble au contraire dans le cas des enquêtes publiques – et ce n'est certes pas l'enquête sur SUPERPHENIX qui modifiera cette opinion – que les « rapports de force » sont déjà plus ou moins joués au préalable : on est « pour » ou « contre » et on va exprimer cette position arrêtée sur les registres d'enquête ou par une lettre envoyée à la commission. Je suis assez sceptique sur les possibilités d'une réelle influence du dossier – quelle que soit sa composition – sur l'état de l'opinion.

2/ Ajouter au dossier du maître d'ouvrage des documents complémentaires plus neutres ou opposés, certes, mais qui sera chargé de mettre au point et choisir ces documents ? le commissaire enquêteur ? une administration ? des contre-pouvoirs mal définis ? Je ne vois pas très bien aujourd'hui vers quoi on pourrait se diriger, ce qui n'empêche pas que la question mérite toujours d'être étudiée...

3/ Dans le cas concret de SUPERPHENIX, je note que la Commission a justement ouvert le champ des informations disponibles pour le public : suite à une sollicitation reçue des services préfectoraux, l'Office parlementaire a envoyé à destination de l'enquête publique une centaine d'exemplaires du rapport publié en mai 1992, contenant le procès-verbal des auditions du 19 mai 1992 tenues à l'Assemblée nationale sur SUPERPHENIX ; pareillement il semble que le rapport Curien ait été tenu à la disposition des personnes qui le désiraient ; or le rapport de la Commission d'enquête indique que *"la réunion publique a été le moyen essentiel de communication avec le public durant l'enquête. Le dossier a en effet été très peu lu et les documents complémentaires (rapport de l'Office parlementaire des Choix scientifiques et technologiques et rapport du Ministre de la Recherche et de l'Espace) n'ont pas été demandés."*

Au premier abord ce constat de la Commission pourrait indiquer qu'après tout la demande d'une meilleure information du public n'est qu'un leurre destiné à rendre plus difficile l'établissement de projets d'aménagement : la preuve serait faite que le public est peu réceptif à l'information, d'où qu'elle vienne d'ailleurs...

Le constat de la Commission m'incite plutôt à penser que les documents écrits ne sont peut-être pas (ou peut-être plus) le meilleur moyen de communiquer avec le public. Il semble que celui-ci manifeste une préférence pour des formes plus directes de contact avec les représentants du maître d'ouvrage d'une part et l'ensemble des parties prenantes d'autre part. Dans ces conditions ne conviendrait-il pas de réfléchir au moyen de rendre obligatoire une ou plusieurs réunions publiques selon l'importance de l'enquête, et tout

au moins au moyen de les dégager de l'obligation d'un accord préalable du préfet — qui au demeurant disposerait toujours de la possibilité d'interdire la manifestation en vertu de son pouvoir général de police ?

En tout état de cause il me paraît essentiel que l'utilisation des médias et moyens modernes de communication reste soumise à un contrôle étroit de la commission d'enquête, afin d'éviter des dérives coupables de la part du maître d'ouvrage.

Reste un point qui me paraît plus problématique. Dans l'avis que j'évoquai ci-dessus le Collège de la Prévention des Risques technologiques inscrivait pour quatrième recommandation : *"Il est nécessaire, avant toute enquête publique concernant une installation nucléaire de base, que la Direction de la Sécurité des Installations nucléaires fasse le point sur les questions de sûreté indépendamment du rapport de l'exploitant."*

Dans sa réponse à mon courrier précité, le Collège a fait quelques commentaires complémentaires sur cette recommandation. *"L'enjeu est de mieux informer le public sur l'état de sûreté de l'installation au moment de l'enquête, par une instance largement reconnue compétente et indépendante de l'exploitant."*

Plus loin le Collège ajoutait *"Les textes actuels ne prévoient pas que le dossier d'enquête comporte d'autres contributions que celle du pétitionnaire : il est ainsi conforme à ces textes que le dossier lui-même ne fournisse pas « tous les éléments d'un débat ». Cependant ces textes permettent à la Commission d'enquête de demander au maître d'ouvrage de communiquer les documents existants qu'elle juge utile à la bonne information du public. Dans le cas présent, la Commission a jugé que le rapport de la DSIN de juin 1992 n'avait pas lieu d'être joint."*

Je ne pense pas pouvoir suivre totalement le Collège sur la voie qu'il a ouverte. Tout d'abord d'un point de vue formel, le rapport de la DSIN de juin 1992 n'est pas un document de NERSA, donc n'entre pas dans les documents dont la commission peut demander communication au maître d'ouvrage.

Sur le fond j'estime aléatoire, d'établir ainsi un lien aussi fort entre l'enquête publique et l'instruction technique de sûreté. Faire établir à la DSIN un avis préalable à l'enquête publique supposerait que l'instruction technique de sûreté soit achevée. Je vois mal en effet la DSIN prendre position alors que l'examen des dossiers de sûreté ne serait pas terminé.

Ceci fait donc peser des contraintes temporelles très fortes sur la tenue de l'enquête publique puisque l'instruction technique de sûreté n'est pas soumise à délai : tant que l'autorité de sûreté n'est pas satisfaite des réponses apportées par l'exploitant à ses demandes, le processus de dialogue technique continue.

Plus fondamentalement j'estime pernicieux le fait de subordonner un processus à l'autre (dans quelque sens que ce soit d'ailleurs). Il me paraît essentiel à la sérénité des débats dans chacune des procédures (enquête publique d'un côté, instruction technique de l'autre) que celles-ci restent sur des voies provisoirement séparées, qui ne se rejoignent qu'au niveau ministériel, sous réserve des réflexions que je développe dans le point 3.

## 2.3 Un redéploiement des enquêtes publiques ?

L'expérience montre que la procédure actuelle des enquêtes publiques est peu adaptée à la complexité d'installations comme SUPERPHENIX ainsi qu'à leur enjeu réel. Je rejoins tout à fait le constat effectué tout récemment par Mme BOUCHARDEAU dans le rapport qu'elle vient de remettre à M. le Ministre de l'Environnement.

### 2.3.1 La commission d'enquête : interface, médiateur ou acteur ?

Il me paraît nécessaire de clarifier cette question. L'ambiguïté est manifeste entre une loi qui affirme que l'enquête a pour vocation d'informer le public et de recueillir ses appréciations et suggestions d'une part, et certains pouvoirs qui sont reconnus par cette même loi au commissaire enquêteur ou à la commission d'enquête d'autre part.

Le premier point supposerait que la Commission ne soit investie que du rôle passif de simple interface entre le maître d'ouvrage et le public : être garant de la bonne marche matérielle de l'enquête, s'assurer que les registres sont bien déposés aux bons endroits, collationner les déclarations de toutes origines... J'en veux pour preuve les termes mêmes de la loi de 1983 qui dispose dans son article 4 que *"Le commissaire enquêteur ou le président de la commission d'enquête conduit l'enquête de manière à permettre au public de prendre une connaissance complète du projet et de présenter ses appréciations, suggestions et contre-propositions."* L'autonomie du commissaire enquêteur est ainsi fixée dans les limites déterminées par l'objectif que pose la loi : permettre que le public prenne une connaissance complète du projet.

Médiateur, la commission l'est certainement lorsqu'elle fait usage de la possibilité que j'évoquais plus haut de demander au maître d'ouvrage des documents complémentaires afin de contribuer à une meilleure information du public. Cela suppose la perception d'un besoin exprimé par le public, explicitement ou implicitement, par avance<sup>(7)</sup> ou au cours de l'enquête. Médiateur également si l'on se souvient que *"Le commissaire enquêteur ou la commission se tient à la disposition des personnes ou des représentants d'associations qui demandent à être entendus"* (loi de 1983, art. 4). Il s'agit là d'avoir un contact direct avec les préoccupations du public.

L'analyse est moins claire en ce qui concerne l'organisation éventuelle de réunions publiques. Celles-ci ont évidemment pour but d'informer le public, et le décret de 1985 précise d'ailleurs que *"le préfet et le commissaire enquêteur ou le président de la commission d'enquête arrêtent en commun, et en liaison avec le maître d'ouvrage, les modalités de l'information préalable du public et du déroulement de la réunion publique. Les dispositions ainsi arrêtées sont notifiées au maître d'ouvrage."* Toute latitude est laissée aux acteurs concernés pour conduire la réunion publique. On a vu d'ailleurs pour l'enquête sur SUPERPHENIX que quelques « tiraillements » avaient eu lieu à ce propos entre l'autorité compétente et le président de la Commission.

---

<sup>7</sup> D'après le rapport de la Commission, il semble que ce soit dès la première réunion, le 4 février 1993, que la demande d'établissement d'un guide de consultation du dossier d'enquête ainsi qu'un résumé de l'étude d'impact et une présentation de la société NERSA aient été demandés par la Commission.

La réunion publique peut tout aussi bien être conçue comme une rencontre courtoise où le maître d'ouvrage présente son projet et répond à quelques questions de la salle. Elle peut également être conçue et organisée comme l'occasion d'un véritable débat, où un rôle plus important est donné au public et où le commissaire enquêteur ou la commission d'enquête peuvent jouer sur toute une gamme de registres : de celui de « Monsieur Loyal » arbitre impartial des temps de parole, à celui du maître de partie, qui exerce une direction serrée des échanges et s'implique sur le fond.

C'est sur le premier registre que s'est prudemment tenu, et avec raison, le président de la Commission d'enquête sur Creys-Malville, tant pendant la réunion publique que pendant la réunion d'information avec les élus. Ses seules interventions concernaient en effet la présentation du rôle de la Commission dans la procédure suivie, ou bien des mises au point ponctuelles sur tel ou tel aspect d'organisation de l'enquête ou de la réunion.

Mais comment interpréter les ouvertures faites par la loi de 1983 pour parfaire l'information du commissaire enquêteur ou de la commission <sup>(8)</sup> ? Conjuguées avec la liberté laissée dans l'élaboration et les conclusions du rapport, elles conduisent à faire des enquêteurs de véritables acteurs de la procédure, dotés d'une certaine autonomie de jugement et d'expression dans l'exercice même de leurs fonctions.

N'y a-t-il pas là un risque de « collision » avec l'autre fonction – puisqu'il faut bien reconnaître qu'en fait il y en a deux – qui consiste à recueillir les avis et observations du public ? L'autonomie de la commission; les possibilités qui lui sont ouvertes d'obtenir des informations complémentaires *pour son propre compte et sans obligation d'en faire part au public* dans le cadre de l'enquête, et l'influence que peuvent avoir ces informations complémentaires sur la mise au point de l'avis de la commission ne sont-elles pas excessives à certains égards ?

Il me semble que réside là une contradiction – ou tout au moins une incohérence – entre deux volets du dispositif juridique des enquêtes publiques, qui d'un côté affirme que l'enquête a pour objet l'information du public et le recueil de ses observations, et d'un autre côté confie à l'autorité chargée de conduire l'enquête toute une panoplie de compétences qui conduisent à faire passer au second plan ces avis du public que l'on est censé solliciter.

De quel poids respectif ont pesé dans les conclusions de la Commission d'enquête sur SUPERPHENIX, les avis et observations recueillis auprès du public et les informations obtenues au gré des visites rendues par la Commission ou certains de ses membres à diverses personnalités et institutions ?

En définitive il me semble que l'on n'a pas encore suffisamment bien tranché quelle doit être la mission fondamentale de l'enquête : recueillir simplement les réactions

<sup>8</sup> "[Le commissaire enquêteur ou le président de la commission d'enquête] peut recevoir tous documents, visiter les lieux concernés, à l'exception des lieux d'habitation, après information préalable des propriétaires et des occupants par les soins de l'autorité compétente; entendre toutes les personnes dont il juge l'audition utile et convoquer le maître d'ouvrage ou ses représentants ainsi que les autorités administratives intéressées" (loi de 1983, art. 4.2).

du public en faisant éventuellement une présentation synthétique dans le rapport final, ou susciter un débat local dont il sera rendu compte dans le rapport final, ou encore confier à une personne, le commissaire enquêteur, ou un groupe de personnes, une commission d'enquête, la mission de réfléchir de façon libre sur un projet donné en prenant compte dans une certaine mesure des réactions du public, mais en forgeant son jugement honnête sur l'ensemble des informations qu'elle peut raisonnablement obtenir...

Pour autant faut-il vraiment trancher - j'entends par là réduire l'une ou l'autre des fonctions actuellement définies ? Sans paradoxe aucun avec ce que j'écris quelques lignes plus haut, il me paraît essentiel au contraire de conserver et valoriser cette souplesse sur le fond reconnue à l'autorité chargée de conduire l'enquête et d'en rédiger les conclusions.

Il ne s'agit donc pour moi en aucun cas de limiter l'autonomie nécessaire du commissaire. J'ai plutôt dans l'esprit le désir d'améliorer la visibilité des opinions du public dans le rapport final, non pas pour en « tenir compte » de façon servile mais pour en « rendre compte » de façon utile.

Le commissaire enquêteur a conquis peu à peu une liberté plus grande... loin de moi l'idée de revenir en arrière.

### *2.3.2 Quel cadre pour l'enquête publique ?*

Ainsi serait mieux assuré le lien nécessaire entre l'enquête publique (avec son rapport final) et les réalités locales. Pour autant cette enquête doit-elle être uniquement locale ? On a vu pour l'enquête de Creys-Malville l'intérêt du public et certaines considérations de la Commission osciller entre le local et le national, voire l'international. C'est de cette ambiguïté essentielle que découle cette autre interrogation, qui concerne pour sa part le cadre géographique de l'enquête - même si je pense avoir montré plus haut le caractère relativement inadéquat de cette dénomination.

Les procédures d'enquête publique telles qu'elles sont actuellement définies sont identiques pour des projets de taille et d'enjeu aussi différents qu'une modification de chemin vicinal et l'autorisation de création de SUPERPHENIX. Il y a à l'évidence un décalage dommageable entre la norme juridique aujourd'hui en vigueur et les nécessités d'ouvrir les procédures pour les projets dont l'ampleur dépasse largement le cadre étroit de l'intérêt local.

Des avis concordants se font jour pour préconiser un « découplage » entre un niveau local d'enquête publique et un éventuel niveau national selon l'importance des enjeux. Au niveau local, peu de choses semblent devoir être envisagées pour améliorer le dispositif actuel, à l'exception de l'information des élus, qui à mon sens devrait être plus formalisée. Il ne s'agit pas pour autant de déposséder le citoyen du droit reconnu à être informé et à exprimer son opinion ; il conviendrait cependant de renforcer les actions menées à l'égard de ceux qui ont été investis par le suffrage populaire et disposent ainsi d'une légitimité incontestable, ainsi que de certains pouvoirs de décision dont la mise en oeuvre peut s'avérer un excellent adjuvant aux projets d'opérations soumis à l'enquête.

Au niveau national, Mme BOUCHARDEAU a proposé la création d'une commission chargée d'instaurer le débat public très en amont des projets. Des personnalités aussi différentes que M. AVRILLIER et M. LACOSTE se rejoignent pour envisager un Office ou une autorité investie d'attributions similaires. M. PRONOST quant à lui, fort de son expérience parfois difficile sur l'enquête de Creys-Malville, propose dans une lettre adressée à M. le Ministre de l'Environnement de définir trois catégories d'enquête publique :

- les enquêtes pour les installations "*importantes*" (centrale nucléaire, installations de type Seveso) ;
- les enquêtes à portée "*moyenne (type SNCF)*" ;
- les "*petites (chemin vicinal...)*".

Il serait souhaitable en effet de pouvoir organiser dans un cadre défini une confrontation sereine des idées qui touchent aux enjeux supra-locaux. Les organisations de toute tendance, y compris syndicales, pourraient trouver là une occasion de faire valoir leurs vues.

Le système doit cependant être conçu de façon à éviter certains écueils :

- ces débats nécessaires ne peuvent avoir pour conséquence de déposséder l'autorité compétente de sa latitude d'appréciation et de sa capacité de décision en ce qui concerne l'opération projetée ; il ne saurait être question d'instaurer un système où, sous prétexte de débat démocratique et d'expression des opinions, les influences « paralytiques » de certains groupes de pression ou organisations pourraient se donner libre cours et conduire à un blocage systématique et généralisé ; il y a un temps pour le débat et la discussion, mais il y a aussi un temps pour la décision ;
- pareillement il ne saurait être question pour ce forum d'échanges de devenir le lieu de définition de la politique nationale en matière d'aménagements énergétiques, de politique énergétique, d'aménagements routiers, fluviaux, ferroviaires, aériens... cette politique est déterminée dans le cadre des institutions républicaines par les autorités compétentes et sous le contrôle du Parlement ; on peut souhaiter que les rôles des uns et des autres évoluent, mais il serait dangereux pour cette démocratie que d'aucuns disent vouloir développer que l'on laisse à des institutions non investies de la légitimité démocratique le « pouvoir » d'orienter les choix majeurs de la France en ce domaine ; là comme ailleurs chacun doit rester à sa place.

### 3. INTERACTIONS ET REPERCUSSIONS SUR L'INSTRUCTION TECHNIQUE DE SURETE

« Chacun à sa place » : c'est bien le principe qui préside à la définition des étapes nécessaires à l'autorisation d'une installation nucléaire de base. Par la force des choses cependant la séparation ne peut être totale et définitive. Quelle place alors réserver éventuellement à une expertise extérieure dans l'instruction technique de sûreté ?



### **3.1 Enquête publique et instruction technique : de la séparation de corps à l'incontournable reconnaissance**

#### ***3.1.1 Une réglementation qui différencie nettement les deux procédures***

Je reviens ici sur un point que j'évoquais déjà dans le rapport sur les auditions du 19 mai 1992. Il me semblait nécessaire de faire une mise au point sur la juste séparation que le pouvoir exécutif a instauré entre instruction technique de sûreté et enquête publique. Rappelons brièvement la procédure d'autorisation, telle que définie dans le décret du 11 décembre 1963.

1/ La demande d'autorisation de création d'une INB est adressée au ministre chargé de l'industrie, qui la transmet au ministre chargé de l'environnement. Il informe aussi le ministre de l'intérieur et les ministres chargés de l'aménagement du territoire, de l'urbanisme et de l'architecture, de l'environnement, de l'agriculture, de la santé et des transports. La demande est accompagnée :

- d'un **rapport préliminaire de sûreté** *"comportant la description de l'installation et des opérations qui y seront effectuées, l'inventaire des risques de toutes origines qu'elle présente, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à réduire la probabilité des accidents et leurs effets."*
- d'un dossier comprenant les références du demandeur, divers plans et cartes, et *"un document donnant les caractéristiques de l'installation et de son fonctionnement et exposant, à partir des principes énoncés dans le rapport préliminaire de sûreté, les mesures prises pour faire face aux risques présentés par l'installation et limiter les conséquences d'un accident éventuel. Ce document précise également les dispositions destinées à faciliter le démantèlement ultérieur de l'installation."* Ce dossier constitue, pour les INB, l'étude de dangers au sens de l'article 46 de la loi du 22 juillet 1987 (relative à l'organisation de la sécurité civile, à la protection de la forêt contre l'incendie et à la prévention des risques majeurs).

L'instruction de la demande d'autorisation se sépare alors en trois voies distinctes, qui suivent chacune leur cheminement autonome :

- une communication de la demande pour avis aux différents ministères intéressés ;
- une procédure d'enquête publique, examinée dans les paragraphes antérieurs ;
- une instruction technique de la sûreté.

2/ L'instruction technique de la sûreté s'effectue entre trois pôles : la DSIN, l'IPSN et le groupe permanent compétent. La DSIN soumet le rapport préliminaire de sûreté à l'IPSN pour étude et avis ; l'IPSN rapporte ensuite devant le groupe permanent. Tant que l'autorité de sûreté n'est pas satisfaite le dialogue se poursuit avec l'exploitant, les discussions techniques étant effectuées au sein du groupe permanent.

3/ La DSIN recueille les observations des autres ministères. Elle élabore ensuite un projet de décret, soumis pour avis à la Commission interministérielle des INB, où siègent des représentants des ministères concernés, qui doit donner son avis dans les deux mois. Le projet de décret, éventuellement amendé, est soumis pour avis conforme au ministre de la santé.

Le décret d'autorisation de création, signé du Premier ministre et contresigné par les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie, fixe le périmètre de l'installation et les prescriptions auxquelles doit se conformer l'exploitant en vue de la mise en exploitation normale de son installation, et ultérieurement lors de l'arrêt définitif. Outre les prescriptions relatives à la sûreté de l'installation, les décrets d'autorisation de création peuvent comporter des prescriptions relatives à d'autres domaines (réchauffement des eaux, incidences climatiques...).

Au titre des différences multiples qui séparent enquête publique et instruction technique, je citerai :

- *des organes différents* : pour l'enquête publique, un commissaire enquêteur qui n'a pas de compétence spéciale en matière de sûreté, un « maître d'ouvrage » (qui est une personne juridique autre que l'« exploitant ») ; pour l'instruction technique, une administration spécialisée (la DSIN) assistée d'une institution publique (l'IPSN) et d'un groupe d'experts ;
- *des objectifs différents* : information du public et recueil de ses observations pour l'enquête publique, évaluation de la sûreté pour l'instruction technique ;
- *des domaines différents* : la prévention et la maîtrise des accidents pour l'instruction technique, le fonctionnement général de l'installation (qui peut d'ailleurs être normal, incidentel ou accidentel) pour l'enquête publique ;
- *des chronologies différentes* : l'enquête publique une fois close est définitivement achevée ; en revanche l'évaluation de la sûreté se poursuit bien après l'autorisation de l'INB : a/ préalablement à la mise en service, un *rapport provisoire de sûreté* doit permettre de s'assurer de la conformité de la réalisation avec les prescriptions techniques de construction prévues dans le décret d'autorisation ; b/ un *rapport définitif de sûreté* accompagné de règles générales d'exploitation doit être remis avant la mise en service normale ; c/ les ministres chargés de l'industrie et de la prévention des risques technologiques majeurs peuvent conjointement demander à tout moment à l'exploitant de procéder au réexamen de la sûreté de l'installation ;
- *des méthodes différentes* : le dialogue comme principe essentiel de l'instruction technique, les ambiguïtés que je relevais plus haut pour l'enquête publique (interface ? médiation ? action ?) ;
- *des espaces différents* : l'installation, son site et l'organisation en cas de crise pour l'instruction technique ; le voisinage, les populations, l'environnement pour l'enquête publique.

- *des principes différents* : une approche uniquement technique pour l'instruction technique, une approche sociale et politique pour l'enquête publique (ce qui n'exclut pas en soi la considération d'aspects techniques).

### 3.1.2 Les interactions incontournables entre les deux procédures

Je relevais dans le rapport de mai 1992 que des passerelles existaient par nature entre l'évaluation de la sûreté, par le biais de l'instruction technique, et l'information et la consultation du public, par le biais de l'enquête publique.

D'un point de vue formel, une première passerelle est constituée par l'étude de dangers. Celle-ci fait en effet partie des pièces constituant le dossier soumis à enquête publique et doit être établie "à partir des principes énoncés dans le rapport préliminaire de sûreté". Cependant il s'agit là d'un document établi spécialement à l'intention de l'enquête publique. Ainsi celle-ci ne connaît que de l'étude de dangers mais pas du rapport préliminaire de sûreté, alors qu'au contraire - bien que le décret de 1963 soit silencieux sur ce point - les instances chargées de contrôler la sûreté ne connaissent que du rapport préliminaire et non de l'étude de dangers.

Mais les liens les plus forts découlent de la nature même des deux procédures : l'enquête publique, qui a vocation à informer le public et à recueillir ses observations, ne peut s'abstraire d'évoquer les questions liées à la sûreté ; en retour l'instruction technique de sûreté aurait bien évidemment à prendre en compte des problèmes de sûreté nouveaux qui seraient éventuellement soulevés au cours de l'enquête par le public.

C'est d'ailleurs à ce mouvement mutuel de rapprochement que l'on a assisté lors de l'enquête de Creys-Malville. En premier lieu la Commission d'enquête a plusieurs fois été amenée à s'intéresser aux questions touchant à la sûreté :

- lors de la visite de la centrale PHENIX, au cours de laquelle sont évoqués les incidents de réactivité du réacteur et leur possible extrapolation sur SUPERPHENIX ;
- au cours de son entretien à Paris avec la DSIN, où sont examinées les questions suivantes : 1/ place du rapport de juin 1992 dans l'instruction de sûreté de la centrale ; 2/ comment les « caractéristiques de l'installation rendant difficiles certaines démonstrations de sûreté » doivent-elles être appréciées en terme de sûreté de l'installation ? 3/ enveloppe des conséquences de l'incident de réactivité de PHENIX, considérée pour SUPERPHENIX ; 4/ position actuelle de la DSIN compte tenu de l'avancement des études et des modifications effectuées ;
- au cours de son entretien avec le président et certains membres du groupe permanent « Réacteurs » : fonctions du groupe permanent, principes de l'instruction technique de sûreté, avis formulés par le groupe permanent sur les modifications effectuées à Creys-Malville, incidents de réactivité de PHENIX, diverses questions directement liées à la sûreté (réévaluation de la puissance résiduelle, réévaluation des feux de sodium, détection des ruptures de gaines...);

- au cours de la réunion tenue à la DRIRE Rhône Alpes : fonctionnement du contrôle, état des travaux ;
- au cours de son entretien avec la NERSA : incidence du fonctionnement en incinérateur sur les marges de sûreté ;
- au cours de sa visite à Creys-Malville (1<sup>er</sup> juillet) : travaux contre les feux de sodium ;

Dans les motivations de ses conclusions, un « chapeau » est consacré à la sûreté : *"Non responsable de l'instruction de la sûreté, la Commission a néanmoins réfléchi sur divers aspects de la sûreté de la centrale dans le cadre de son examen des documents mis à sa disposition, des réunions qu'elle a tenues avec des spécialistes, des réponses qu'elle a reçues et de ses visites de la centrale et du réacteur PHENIX à Marcoule."*

*"Elle n'a pas relevé d'anomalies et a noté les dispositions prises par l'exploitant pour la formation de son personnel, le sérieux et la motivation de celui-ci."*

*"Elle a aussi noté le sérieux des contrôles effectués par les inspecteurs des installations nucléaires de base."*

*"Enfin, la mise en oeuvre du retour d'expérience et une coopération internationale visant à établir des règles de sûreté communes toujours plus ouvertes lui apparaissent comme étant le garant de la sûreté de Creys-Malville et de l'acceptabilité de ce type de centrale nucléaire par le public."*

Rappelons enfin pour mémoire la formulation de la conclusion émise par la Commission, qui se déclare en faveur du renouvellement de l'autorisation *"sous réserve que la DSIN émette un avis favorable à ce redémarrage, suite à son réexamen de sûreté [...]."*

Et pourtant cette nécessité de ne pas éluder les questions liées à la sûreté, tout en reconnaissant que *"n'ayant pas une couverture de sûreté en tant qu'experts, nous n'avons pas à traiter de ces problèmes pour lesquels nous ne sommes pas qualifiés"* <sup>(9)</sup>, conduit à des appréciations qui peuvent être mal comprises. Selon la plupart des organisations écologistes par exemple, la Commission n'aurait pas dû prendre parti sur la sûreté puisqu'elle avouait ouvertement son incompétence. C'est du moins ce que j'ai cru comprendre à leurs interventions lors de l'audition du 16 décembre ou à la lecture des manifestes qu'ils m'ont fait parvenir à cette occasion, ou encore à la lecture de coupures de presse.

Il faut faire justice de ce qui m'apparaît être un mauvais procès :

- sur la forme, qu'aurait-on dit si la Commission n'avait pas évoqué cette question de la sûreté ! elle aurait certainement été accusée de vouloir cacher quelque chose, de manifester implicitement un désaccord sur les conditions de sûreté ou des inquiétudes sur le niveau de sûreté de l'installation... Au mieux on aurait

---

<sup>9</sup> Intervention de M. PRONOST, audition ouverte à la presse du 16 décembre 1993.

dit que les conclusions étaient insuffisamment motivées puisque faisant l'impasse sur le paramètre déterminant de la sûreté... Beaux recours contentieux en perspective !

- sur le fond, je souhaite revenir sur les passages où la Commission semble prendre parti sur la sûreté (motivations : « avis exprimés », « sûreté ») ; on peut à mon sens rapprocher ces prises de position de l'action du juge administratif lorsqu'il sanctionne (ou pas) une « erreur manifeste d'appréciation », c'est-à-dire une erreur grossière et évidente ; or c'est justement le cadre dans lequel se place la Commission : *"il n'a pas paru à la Commission que la centrale de Creys-Malville pouvait être particulièrement dangereuse"* d'une part, *"elle n'a pas relevé d'anomalies"* d'autre part : parlant ainsi, la Commission exprime en quelque sorte l'avis de l'honnête homme et ne prétend pas jouer un rôle qui n'est pas le sien ; par ailleurs, lorsqu'elle mentionne des faits ou domaines plus précis, il s'agit toujours de mesures tendant au contrôle de la sûreté et non d'un niveau de sûreté en lui-même (*"dispositions prises par l'exploitants pour la formation de son personnel"*, *"le sérieux et la motivation de celui-ci"*, *"sérieux des contrôles effectués par les inspecteurs des installations nucléaires de base"*, *"mise en oeuvre du retour d'expérience"*, *"coopération internationale"*) ; la Commission s'essaye ainsi à l'exercice difficile du « contrôle du contrôle » : ce n'est certes pas moi qui le lui reprocherait !

De son côté M. LACOSTE, Directeur de la Sûreté des Installations nucléaires, évoquant les « deux voies » de la procédure d'autorisation - l'instruction technique et l'enquête publique - indiquait lors de l'audition du 16 décembre *"Quand je dis que ce ne sont pas deux voies parallèles, c'est parce que deux voies parallèles ont vocation à ne pas se rejoindre. Nous nous sommes attachés à créer des jonctions entre ces deux voies de deux façons :"*

- *M. PRONOST dans le cours de la préparation du rapport de la commission d'enquête a posé à la DSIN un certain nombre de questions ; nous y avons répondu ;"*
- *"l'ensemble des questions techniques ou de sûreté qui ont été évoquées au cours de l'enquête publique, y compris tous les rapports techniques ou les avis techniques, d'où qu'ils émanent, qui ont été apportés lors de l'enquête publique, ont été injectés par moi dans le processus d'investigation technique ; le groupe permanent « Réacteurs » s'est vu appelé à prendre connaissance de l'ensemble des questions techniques et des avis techniques donnés au cours de l'enquête publique."*

C'est ainsi que la DSIN a soumis au groupe permanent deux documents remis à la Commission d'enquête : le rapport *Expertise du risque de Superphénix* (résumé), de J. BENECKE et M. REIMANN, adressé par CONTRATOM et *Safety problems of the Creys-Malville fast breeder reactor (SUPERPHENIX I)* de M. BRETTNER et R. DONDERER, adressé par GREENPEACE.

Cette initiative heureuse amène à se demander si l'instruction technique peut être plus largement ouverte aux contributions extérieures. C'est-à-dire que surgit de nouveau la question lancinante de l' « expertise extérieure ».

### 3.2 La lancinante question de l'expertise extérieure

#### 3.2.1 L'ouverture du 16 décembre 1993

*"Dans ma situation, je souhaite que se développent des capacités réelles de contre-expertise parce que je ne juge pas sain ni souhaitable qu'on s'imagine qu'une seule autorité de sûreté, quelque prix qu'elle attache à être aussi compétente et indépendante que possible, ait seule le droit de dire des choses techniques." En quelques mots, M. LACOSTE, Directeur de la Sûreté des Installations nucléaires, ouvre des perspectives nouvelles à la question maintes fois soulevée de l'expertise extérieure.*

*"Je suis tout à fait ouvert à ce qu'existent des capacités de contre-expertise. Oserai-je dire que je souhaiterais que ce soient des capacités d'expertise ou de co-expertise, parce que l'idée que le but soit de dresser l'une contre l'autre les expertises ne me paraît pas à poursuivre."*

J'y placerai en écho les propos de Mme SENE tenus quelques instants après : *"Avoir plusieurs paires d'yeux qui regardent les choses est la seule façon d'obtenir la sûreté maximum, et donc la sécurité maximum pour les populations."*

On sait le prix que j'attache à l'approfondissement de la transparence des décisions, qui implique ou débouche sur une plus grande intégration des « yeux » extérieurs dans le principe global de décision. J'ai donc jugé indispensable de contacter les organisations présentes ou représentées à l'audition du 16 décembre pour leur demander de réfléchir à cette ouverture manifestée ce jour là.

Indiquant qu'il était apparu un large consensus sur l'éventualité d'ouvrir l'instruction technique de sûreté à une expertise extérieure au système administratif actuel, je demandais quel était le sentiment de ces organisations sur ces questions et selon quelles modalités elles pouvaient envisager que les argumentations extérieures puissent être prises en compte dans l'instruction technique de sûreté.

Cette lettre était adressée à MM. LALONDE (Génération Écologie), HERVO (Les Verts), BONNEMAIS (Robin des Bois), LEQUENNE (Les Amis de la Terre), THIERRY (Greenpeace), DE MONTALIER (WWF France), Mme METAYER (France Nature Environnement), M. le Président (Équipe Cousteau), Mmes RIVASI (CRII-RAD) et SENE (GSIEN), M. le Président (FRAPNA), M. FRISTO (FRAPNA-Isère), Mme CHAPPAZ (WWF-Suisse), MM. JAKUBEC (APAG), DE MARCELLUS (Contratom), BROUSSE et AVRILLIER (Les Européens contre Superphénix).

A l'heure actuelle, L'Équipe Cousteau, Les Européens contre Superphénix<sup>(10)</sup>, Génération Écologie, Robin des Bois et le GSIEN ont répondu. Les réponses sont diversifiées : les lettres reçues à ce jour sont annexées au présent rapport. Je constate

<sup>10</sup> Au nom des associations que cette organisation fédère : Greenpeace, Contratom, APAG, WWF Suisse...

cependant une volonté légitime et largement partagée de rester organiquement en dehors du « système » institutionnel de décision : Mme SENE insiste par exemple sur le fait qu'il ne faut *"jamais oublier que les experts sont consultatifs et que c'est l'autorité de sûreté avec le niveau politique qui assure la décision."*

Pareillement M. BONNEMAINS pour Robin des Bois estime que *"Chacun doit rester à sa place. Les citoyens, à travers leur représentation et notamment les associations et l'Assemblée nationale doivent peser sur le débat énergétique et sur les orientations du gouvernement. Le gouvernement doit décider de construire ou de ne pas construire telle ou telle installation. Les experts donnent leur avis avant le démarrage d'une unité nouvelle. Et le gouvernement, fort de cet avis et intégrant dans sa synthèse d'autres commentaires et paramètres, décide ou non de mettre en route."*

Les Européens contre Superphénix sont plus prolixes et vont plus loin : ils proposent la création d'un Office national d'Évaluation des Impacts sur l'Environnement des grands projets publics et privés, pluraliste, gérant un budget permettant de financer des études indépendantes et disposant de compétences en matière de nomination des commissaires enquêteurs et d'organisation d'auditions publiques. Par ailleurs cette fédération d'associations estime que le débat *"ne saurait donc se limiter à vérifier si les calculs de la DSIN sont justes"* mais qu'il doit être étendu à une *"analyse pluraliste des différents choix possibles."* Il s'agirait donc de développer une vision (et une pratique) globale de la contre-expertise.

Robin des Bois au contraire estime que les *"mouvements de protection de l'environnement [...] pourraient être associés à l'instruction sur certains points périphériques très importants, comme l'étude d'impact des rejets dans les rivières ou dans la mer ou l'étude de sûreté des transports et des stockages des produits chimiques et radioactifs d'un projet donné [...]"*.

### 3.2.2 Expertiser, sur quoi ?

Ce n'est pas une question mineure. J'en veux pour preuve les multiples appels téléphoniques de certaines organisations préalablement à l'audition du 16 décembre, qui demandaient de façon insistante que l'Office parlementaire leur fasse parvenir certains dossiers dont les autorités leur auraient refusé communication.

L'accès aux documents peut sembler une revendication légitime : comment fonder une opinion valable de contre-expertise sans disposer de toutes les données, de tous les paramètres qui entrent en ligne de compte dans la détermination du niveau de sûreté ou de la légitimité économique (par exemple) de telle ou telle installation ?

La communication des documents examinés par les différentes institutions intervenant au cours de l'analyse de sûreté peut se fonder sur la loi du 17 juillet 1978 (accès aux documents administratifs). Cette loi pose en effet le principe de la *"communication de plein droit"* des documents administratifs à *"toute personne"*.

Certains types d'information sont cependant susceptibles de limiter le droit d'accès des administrés (art. 6 : secret des délibérations du Gouvernement, secret défense ou de

politique extérieure, [...], secret commercial et industriel,...). Mais la propriété industrielle ne peut être un motif suffisant pour éliminer toute possibilité de communiquer un rapport de sûreté : NERSA a publié le rapport provisoire de sûreté en 1985, dans une forme expurgée des indications relevant de la propriété industrielle ou susceptibles de nuire à la sécurité physique de l'installation.

Aux termes de l'article 7, "le refus de communication est notifié au demandeur sous forme écrite et motivée." Le décret du 28 avril 1988 définit les conditions de recours contentieux contre un refus de communication. Cette procédure est complexe et lente car elle suppose une intervention préalable de la CADA (Commission d'Accès aux Documents administratifs) :

- un silence d'un mois de l'autorité compétente vaut décision de refus ;
- l'intéressé a un délai de 2 mois pour saisir la CADA ;
- cette saisine est obligatoire préalablement à tout recours contentieux ;
- la CADA notifie sous un mois son avis à l'autorité compétente, qui dispose d'un mois pour informer la CADA de la suite qu'elle entend donner à la demande ;
- un silence de 2 mois vaut décision de refus ;
- le délai de recours contentieux est prorogé jusqu'à la notification à l'intéressé de la réponse de l'autorité compétente.

La situation juridique des documents examinés par les autorités de sûreté au regard du droit d'accès aux documents administratifs doit s'apprécier au regard des critères fixés par la loi et les règlements afférents pour déterminer si un document tombe sous le coup de leurs dispositions. Plusieurs questions doivent être posées.

a. Les dispositions de la loi de 1978 sont-elles opposables lors de la procédure d'enquête publique ? Je ne le pense pas. L'enquête publique a pour objet "d'informer le public et de recueillir ses appréciations, suggestions et contre-propositions [...]" ; les modalités précises selon lesquelles s'organise cette information sont détaillées dans la loi du 12 juillet 1983 et son décret d'application du 23 avril 1985.

Or les dispositions de portée générale ne se substituent pas aux dispositions spéciales. En l'absence de volonté contraire expresse du législateur, il me paraît donc possible d'affirmer qu'il n'existe pas d'obligation de communiquer le dossier de sûreté au titre de l'enquête publique. Cependant il n'est pas impossible que ce genre de document soit communicable en dehors même de toute référence à l'enquête. Il faut alors se poser d'autres questions...

b. Les documents examinés par les autorités de sûreté sont-ils des « documents administratifs » au sens de la loi de 1978 ? Cette question doit se décliner en sous-questions imbriquées :



- *les autorités concernées sont-elle assujetties à l'obligation de communication ?* oui car les documents émanent de l'État, incarné par ses administrations centrales et extérieures, et une personne publique (EDF, entreprise nationale) chargée d'un service public ; la question est plus délicate pour le groupe permanent, dont la nature juridique n'est pas aussi claire ;
- *les documents "existent"-il ?* oui car : 1/ les informations concernées sont contenues dans des documents matérialisés sous forme écrite ; 2/ ceux-ci existent physiquement au moment où la demande de communication est faite ; 3/ il ne s'agit pas de notes ou ébauches, mais de documents achevés (même si certains se nomment *rapport préliminaire* ou *rapport provisoire de sûreté*) ;
- *les documents sont-ils "préparatoires" ?* oui car ils servent à préparer le décret d'autorisation de création. Ils ne seraient donc communicables en tout état de cause qu'à l'issue de la procédure d'autorisation ;
- *les documents sont-ils des "documents administratifs" ?* Oui du fait de la nature publique des autorités de sûreté pour certains, et en vertu du principe de « l'unité de dossier » pour ceux présentés par l'exploitant (NERSA pourrait arguer de sa qualité de personne privée). Ce principe a été développé par la CADA (pour éviter des détournements), et peut être résumé ainsi : toutes les pièces constituant un dossier utilisé dans une procédure administrative doivent être considérées comme des documents administratifs (ainsi les copies d'examen sont des documents administratifs puisqu'elles sont par nature inséparables des décisions du jury).

c. Les documents concernés sont-ils soumis aux limites de l'article 6 ? Celui-ci a prévu des exceptions à l'obligation de communication. En application de son dernier alinéa, des listes de documents qui ne peuvent être communiqués au public en raison de leur nature ou de leur objet ont été fixées par arrêtés ministériels pris après avis de la CADA. Le Ministère de l'Industrie a fixé la liste le concernant dans un arrêté du 23 février 1983. La procédure contentieuse intentée par GREENPEACE à l'encontre du décret a été rejetée en 1988 par le Conseil d'État. Deux remarques doivent être faites :

- le rapport de sûreté ne figure pas en tant que tel et explicitement dans la liste des documents dont la communication n'est pas autorisée en vertu de l'arrêté du Ministère de l'Industrie ; cependant les avis du groupe permanent seraient susceptibles de relever des *"notes [...] échangées entre les autorités responsables relevant du pouvoir exécutif, et notamment celles qui rendent compte de leurs délibérations"* ; leur communication pourrait porter atteinte au secret des délibérations du Gouvernement ;
- la notion de *"secret des délibérations du Gouvernement"* est difficilement cernable. La CADA indique tenir compte d'un critère organique (tenant à la qualité des organes ayant délibéré) et d'un critère matériel, tenant au contenu du document et à sa liaison avec les délibérations du Gouvernement. Le juge administratif a estimé qu'est de nature à porter atteinte au secret des délibérations du Gouvernement la communication d'un rapport sur les

rémunérations annexes des fonctionnaires remis au Premier ministre et destiné à nourrir sa réflexion et à définir éventuellement la politique du Gouvernement en la matière. De même pour un rapport destiné à définir la politique gouvernementale quant aux mesures propres à assurer une meilleure complémentarité entre la police nationale et la gendarmerie.

La CADA a déjà émis un avis défavorable à la communication de documents de sûreté, dans deux cas (je n'ai pas connaissance d'autres saisines de la CADA) :

- 4 mars 1981 : extraits du rapport de sûreté de l'usine de La Hague (demandeur : M. LALONDE) ; les motifs invoqués par la CADA étaient l'atteinte au secret industriel et commercial, à la défense nationale, à la sécurité publique ;
- 4 mars 1982 : rapport de sûreté des centrales de Chooz (demandeur : Association antinucléaire de Chooz) ; le motif invoqué était l'atteinte à la sécurité publique ;

Il faut noter que, en émettant un avis défavorable à la demande de M. LALONDE, la CADA n'a pas voulu fermer la porte à une évolution des pratiques (en attendant la réglementation...) vers plus de transparence. Elle indique dans un dernier alinéa : *"La Commission, consciente du légitime souci du public d'être mieux informé sur les « choses du nucléaire », a souhaité, lors de l'examen de l'affaire qui lui était soumise, que votre ministère poursuive les efforts qu'il a entrepris afin de mettre à la disposition du public des informations qui, tout en ne portant pas atteinte aux légitimes secrets évoqués plus haut, seraient accessibles, pratiques et suffisamment concrètes : sur le chapitre de la sûreté, la Commission s'associe notamment aux vœux du Conseil de l'Information sur l'Énergie électronucléaire."*

En définitive, je tends à penser que les documents examinés lors de l'analyse de sûreté ne sont pas communicables au sens de la loi de 1978 sur l'accès aux documents administratifs :

1. ils possèdent par ailleurs toutes les qualités requises pour être communicables ;
2. l'invocation d'une atteinte possible à la sécurité publique peut être écartée par une présentation de ces documents en version publique, expurgée de certains éléments sensibles ; la publication volontaire d'un rapport public de sûreté de Creys-Malville en 1985 montre que le fait peut être en avance sur le droit ;
3. *cependant* il est vraisemblable que la CADA opposerait l'atteinte au secret des délibérations du Gouvernement, étant données les caractéristiques de l'analyse de sûreté :
  - elle prépare une décision gouvernementale (décret d'autorisation de création) ;
  - l'ensemble des documents examinés peut être considéré comme indissociable de la décision gouvernementale, l'analyse de sûreté étant un

élément essentiel de cette décision (même si le Ministre n'est pas lié par l'avis de la DSIN) ;

- le principe de l' « unité de dossier » implique que toutes les pièces support de l'analyse de sûreté soient placées sous le même régime, même s'il s'agit en l'occurrence de l'application « à rebours » d'un principe inventé par la CADA pour faciliter l'accès aux documents...

### 3.2.3 *Impliquer les Commissions locales d'Information*

Les Commissions locales qui s'en sont donné la peine ont pu cependant faire procéder à des analyses indépendantes de divers dossiers sans pour autant vouloir forcer l'obstacle que semble représenter à mon sens la loi de 1978, après cette brève analyse que certains trouveront trop juridique pour un rapport écrit par un homme politique...

La Commission de surveillance de Fessenheim avait ainsi constitué une équipe d'experts à l'occasion de la révision décennale, qui s'était heurtée au problème de l'accès aux informations. La solution avait été trouvée dans le cadre de la circulaire Mauroy sur les CLI, et les experts de Fessenheim avaient donc eu accès aux documents fournis par l'exploitant aux autorités de sûreté, avec pour les plus importants ou les plus confidentiels une consultation sur place.

Cette expérience heureuse suggère que les CLI sont un cadre bien adapté à la mise en oeuvre d'une expertise extérieure.

D'autant mieux adapté que les CLI seront opérationnelles au plus tôt dans le déroulement d'une enquête publique, voire avant son démarrage. Je rappelle ici que dans mon rapport pour 1991, j'émettais le souhait suivant : *"une commission locale peut et doit être créée tout au début de la création d'une installation nucléaire de base. [...] Il semble utile que la commission soit créée dès que possible par le Conseil général et en tout état de cause de manière à pouvoir donner un avis avant le décret d'utilité publique."*

Si l'on veut confier formellement aux CLI l'organisation d'expertises extérieures, il faut assurément leur donner le temps de produire des résultats scientifiques sérieux.

Il ne me semble pas qu'il faille véritablement bouleverser le monde pour mettre en place un dispositif qui favorise l'émergence d'une capacité d'expertise extérieure au « système ». Mais comme pour tous les dispositifs décentralisés, son efficacité repose avant tout sur la volonté de chaque pôle local.

Ce qui repose la question de savoir dans quelle mesure les CLI (ou Commissions départementales d'Information et de Surveillance, comme je proposais de les appeler) peuvent être mieux fédérées. L'information mutuelle et la concertation devraient pouvoir être améliorées à cette fin. Dans ces conditions, la Conférence nationale des CLI, organe fédérateur, pourrait se voir confier l'élaboration des listes d'experts nécessaires à une bonne et saine organisation de l'expertise extérieure.

## **B. QUELLE UTILISATION POUR SUPERPHENIX ? AUTOUR DU RAPPORT CURIEN**

### **1. LA NECESSITE D'UNE RELECTURE DU RAPPORT CURIEN**

#### **1.1 Aux origines du rapport CURIEN**

##### *1.1.1 Le contexte d'élaboration du rapport CURIEN*

Les auditions du 19 mai 1992 avaient vu les promoteurs de SUPERPHENIX et les Ministres de l'Industrie et de la Recherche présenter une nouvelle possibilité d'utiliser SUPERPHENIX : la sous-génération et l'incinération des actinides.

Cette question revêt à l'heure actuelle une importance cruciale. Les stocks de plutonium issus du démantèlement des armes nucléaires ne cessent de croître. Parallèlement la multiplication des interrogations sur la fin du cycle du combustible (puisque les cycles ont aujourd'hui une fin...) a ramené sur le devant de la scène les projets de séparation et transmutation des actinides.

Dans cette optique, SUPERPHENIX est désormais présenté comme une pièce essentielle dans cette nouvelle stratégie d'utilisation des produits issus de la fission nucléaire. C'est ce qui avait amené le Premier ministre à annoncer dans son communiqué de presse du 29 juin 1992 que M. le Ministre de la recherche et de l'espace était chargé de préparer un « rapport sur l'incinération des déchets et les conditions dans lesquelles SUPERPHENIX pourra y contribuer ».

Ce rapport a été publié le 17 décembre 1992. Il est aujourd'hui la pierre angulaire de toute réflexion sur l'avenir de SUPERPHENIX d'une part, la stratégie de gestion des déchets nucléaires d'autre part.

Dans ces conditions il était naturel que l'Office parlementaire s'intéressât aux idées développées dans le texte de M. CURIEN, alors Ministre de la Recherche et de l'Espace.

##### *1.1.2 Les conditions d'élaboration du rapport CURIEN*

Le rapport a été conduit par un groupe composé de personnalités diverses :

- *président* : M. Claude DETRAZ, directeur de l'IN2P3 (Institut national de Physique nucléaire et de Physique des Particules, CNRS) ;
- *membres* : MM. Pierre BACHER (EDF-Equipement), Vincent GILLET (CEA, honoraire), Robert GUILLAUMONT (Institut de Physique nucléaire), Hans-Henning HENNIES (KfK, Allemagne), Jean-Marie MARTIN (Pôle universitaire et scientifique de Grenoble), Jacques VARET (IFEN) ;

- *représentants du Ministère de la Recherche et de l'Espace* : MM. Maurice CLAVERIE (Département Énergie et ressources minérales), Gérard BERAUD (Affaires nucléaires).

Les membres du groupe de travail ont été choisis par le Ministre lui-même. Clairement il a eu le souci d'assurer une grande diversité de sensibilité et d'expérience.

Vingt-et-une personnes ont été auditionnées entre le 3 septembre et le 14 octobre 1992, dont plusieurs personnalités étrangères (Japonais et Américains) et des représentants d'institutions internationales (M. UEMATSU, AEN-OCDE) et de la Communauté (M. ORLOWSKI, DG XII).

Les travaux ont essentiellement consisté en auditions prolongées avec débat. Par ailleurs la plupart des personnalités auditionnées ont communiqué au groupe de travail des documents institutionnels et parfois des aide-mémoires établis après leur audition. Ces documents ont été très soigneusement étudiés par le groupe de travail.

Je me suis étonné dans un courrier adressé à M. DETRAZ qu'une seule organisation écologiste ait été auditionnée. M. DETRAZ m'a indiqué que *"Nous avons entendu la Fondation Cousteau parce qu'elle a été en réalité une des premières organisations à se préoccuper du stockage des déchets, en particulier dans les fonds marins. Si nous n'avons pas entendu d'autres organisations écologistes c'est parce qu'il nous est apparu que la plupart se préoccupaient essentiellement des problèmes de sûreté de SUPERPHENIX qui, comme vous l'avez noté, étaient nettement en dehors de notre champ d'investigation."*

Il s'avère que la méthode de travail adoptée s'est trouvée guidée par deux impératifs : 1/ s'en tenir strictement à la question posée (l'incinération des déchets nucléaires) ; 2/ produire en trois mois le rapport.

## 1.2 « Explication de texte » sur le rapport CURIEN

En l'absence de M. CURIEN, retenu à Genève par une réunion du Conseil de direction du CERN, M. DETRAZ a apporté lors de l'audition du 16 décembre des précisions très intéressantes sur les principes généraux qui ont guidé les pas et les réflexions du groupe de travail.

### 1.2.1 Le « mandat » du groupe de travail

La réflexion demandée était à la fois plus large et plus limitée que celle conduite auprès de l'Office parlementaire lors de l'audition du 16 décembre. Plus limitée puisque l'enquête publique était hors du sujet.

Beaucoup plus large cependant, parce que le groupe de travail était appelé à ne pas s'intéresser seulement à SUPERPHENIX comme moyen de transmutation des déchets, mais également à toutes les méthodes qui méritent d'être considérées aujourd'hui.

En ce qui concerne SUPERPHENIX, le groupe de travail n'a donc traité que de cet aspect, sans entrer dans des considérations économiques ou touchant à la sûreté. Le

groupe de travail a considéré qu'il fallait prendre SUPERPHENIX tel qu'il était, supposé fonctionner, et dans les conditions qui auraient conduit le Gouvernement à lui donner le feu vert qu'il sollicitait.

Le rapport ne devait donc mentionner que les aspects scientifiques et techniques par lesquels SUPERPHENIX pourrait contribuer à la transmutation des déchets.

Quatre questions étaient posées au groupe de travail dans une lettre de mission du ministre. Elles consistaient :

- 1/ à bien identifier les cibles d'une éventuelle transmutation, c'est-à-dire tout d'abord le plutonium puis les actinides que l'on appelle « mineurs », c'est-à-dire ceux qui ne sont ni de l'uranium ni du plutonium, et enfin les produits de fission ; il s'agissait donc de voir pour chacun d'entre eux ce qui pouvait être fait ;
- 2/ à identifier des voies de transmutation et à sélectionner les plus performantes ; une fois encore le groupe de travail ne s'intéressait pas spécifiquement ici à SUPERPHENIX ; le message officiel était *"Réfléchissez aux voies de transmutation possibles et faites vos commentaires sur celles qui vous paraissent les plus dignes d'intérêt"* ;
- 3/ à comparer ensuite ces voies de transmutation avec la solution de référence qui est la solution du stockage profond ;
- 4/ à se demander si SUPERPHENIX avait un rôle particulier à jouer.

### *1.2.2 Les cinq messages du rapport CURIEN, par M. DETRAZ*

a. Prendre la mesure du calendrier et des échéances est le premier point qui s'est imposé de façon éclatante au groupe travail.

Les capacités de stockage en surface des combustibles irradiés sont suffisantes pour quelques dizaines d'années. Dans ces conditions, dans la mesure où à l'évidence aucune solution aujourd'hui pour gérer ces déchets n'a été complètement étudiée au plan technique et n'a été profondément acceptée au plan social, il paraissait important de prendre le temps d'avoir une réflexion approfondie - puisque l'on a le temps - et de ne pas mettre en route un programme lourd de gestion des déchets dans l'immédiat.

Il convient, d'après le groupe de travail, d'utiliser ce délai pour engager des recherches diversifiées sur les solutions possibles, des plus classiques, celles déjà bien étudiées - et il y en a - aux plus innovantes.

En arrivant à cette conclusion, le groupe de travail souligne que le rapport ne fait que reprendre la loi du 30 décembre 1991 dont chacune des personnes auditées s'est plu à reconnaître que c'était une excellente loi : elle a permis de créer un mouvement et de poser des questions sur des bases qui permettent de bien travailler.

**b. L'importance de conduire des recherches sur le stockage profond.** C'est aujourd'hui la perspective la plus avancée tant au plan technique qu'au plan économique. Il est donc très important aux yeux du groupe de travail de conduire très activement, pendant quinze ans - tel que c'est prévu par la loi - des recherches pour valider techniquement de façon définitive les conditions optimales du stockage profond. Il est indispensable également de mettre à profit ce délai pour conduire des études et des débats sur la légitimité de principe de cette solution.

**c. Le rôle de SUPERPHENIX comme réacteur d'étude.** Après avoir pris acte d'une évidence, à savoir que les réacteurs à neutrons rapides sont en effet susceptibles de transmuter certains des produits radioactifs issus de l'aval du cycle, le groupe de travail a essayé d'évaluer dans quelle mesure SUPERPHENIX pourrait apporter une solution intéressante ou importante à ce problème des transmutations des déchets radioactifs.

La conclusion à laquelle le groupe de travail est arrivé et qui est reprise de façon explicite dans le rapport est que SUPERPHENIX peut apporter une contribution tout à fait importante de validation à l'échelle industrielle de solutions techniques qui doivent être étudiées ailleurs.

Le cycle de base de SUPERPHENIX (qui permet des changements de coeur donc des études et optimisations de solutions industrielles) est de trois ans. C'est beaucoup trop long pour que SUPERPHENIX puisse conduire à lui tout seul les études qu'implique la mise au point d'une solution industrielle.

Une contribution effective et efficace de SUPERPHENIX ne pouvant être qu'un complément à des études conduites sur un réacteur ayant un cycle de renouvellement plus rapide fait bien évidemment penser à PHENIX ou à MONJU, c'est-à-dire à des réacteurs qui ont une capacité de recherche et des cycles de renouvellement, de reproduction de l'expérience, d'optimisation des solutions techniques, de l'ordre de trois mois et qui permettent donc d'avancer au rythme nécessaire.

Cela a été dit avec beaucoup d'insistance au sein du groupe de travail : un réacteur à neutrons rapides fonctionnant de façon optimisée et industrielle pour l'incinération des noyaux radioactifs de l'aval du cycle suppose des solutions techniques qui n'ont pas été étudiées jusqu'à présent et qui ne ressemblent pas forcément, même de près, à celles utilisées dans les réacteurs que nous connaissons.

**d. La légitimité des recherches sur des solutions encore incertaines.** Rappelons que les échéances sont encore assez lointaines et que les enjeux économiques, sociaux et politiques sont très importants. Il apparaît donc indispensable d'étudier sérieusement toutes les solutions possibles pour la transmutation de déchets radioactifs sans en négliger aucune *a priori*.

Un certain nombre d'idées ont été avancées qui posent des problèmes techniques compliqués. Par exemple, le couplage accélérateur et réacteur sous-critique avec plusieurs variantes, en particulier sur l'intensité des flux de particules.

A l'évidence, ces techniques ne peuvent déboucher qu'à des échéances de plusieurs dizaines d'années. Compte tenu des enjeux et des perspectives temporelles, M. DETRAZ estime que *"nous nous trouvons à un moment historique où il est nécessaire de regarder un peu large avant que la société ne décide en toute connaissance de cause de prendre les décisions lourdes qui permettront à ce moment-là d'être optimisées."*

e. **La nécessité d'une instance de pilotage.** Qui dit diversification des solutions dit nécessité d'avoir un panorama plus large faisant appel à la fois à des études de recherche fondamentale, de développement technologique et de validation industrielle. On risque alors de perdre la cohérence nécessaire.

La loi du 30 décembre a pourtant prévu un comité national d'évaluation chargé, chaque année, de faire un diagnostic de l'avancement des recherches et d'adresser un rapport au Parlement afin qu'il prenne en compte pendant ces quinze années la réalité du mouvement. Or un simple diagnostic annuel permettrait certes de tirer éventuellement la sonnette d'alarme.

Mais ce serait sans doute insuffisant : il faut un meilleur outil de cohésion pour les efforts des uns et des autres, organismes industriels, organismes de recherche appliquée, de recherche fondamentale, afin de piloter, d'inciter et d'accompagner ce travail.

C'est pourquoi le Ministre de la Recherche a suscité en mars 1993 la création d'un comité de pilotage dont la vocation est d'être un lieu où peuvent se mettre en cohérence les efforts de tous les intervenants. Le rapport CURIEN recommande de mobiliser et d'organiser. Ce comité de pilotage rassemble de façon formelle le CEA, le CNRS et l'ANDRA ; EDF, la COGEMA et FRAMATOME y sont invités permanents. Il est placé sous la direction du Directeur général de la Recherche et de la Technologie.

Ce comité n'a pour l'instant qu'une existence un peu incertaine dans la mesure où elle résulte simplement de l'initiative d'un ministre et où elle ne repose que sur la lettre envoyée par le Ministre aux organismes invités à y participer : le comité n'a donc pas d'existence réglementaire. M. DETRAZ estime qu'il serait souhaitable de doter de comité d'une assise juridique plus stable.

## 2. UN NOUVEAU REGARD SUR LE RAPPORT CURIEN

### 2.1 Que dit vraiment le rapport CURIEN ?

Compte tenu des indications et enseignements apportés par M. DETRAZ lors de l'audition du 16 décembre et ultérieurement, il m'a paru nécessaire de reprendre le rapport CURIEN en l'examinant attentivement.

L'exercice ne s'est pas révélé tout à fait inutile. J'arrive en effet à des conclusions beaucoup plus nuancées que ce qui a pu être dit très largement sur la justification qu'apporterait le rapport CURIEN à l'utilisation de SUPERPHENIX en incinérateur d'actinides.



Il faut en effet aller au-delà de la forme « souple » – et parfois ambiguë – de l'expression écrite <sup>(11)</sup>. Cette souplesse de langage – peut-être délibérée – a autorisé les divers acteurs intéressés à « sortir » du rapport le message que chacun en attendait.

Est-ce pour autant le bon message ? Seule une analyse serrée peut répondre à cette question. Voici celle que j'ai pratiquée sur le texte du rapport, fidèle à mes principes, sans *a priori* et avec la seule volonté d'aller au-delà des réflexes de bon aloi et des idées toutes faites.

**Le rapport CURIEN** insiste sur la "*cohérence*" du programme nucléaire français (p.2, p.3). Il établit un lien quasi-organique entre la filière rapide et la politique de retraitement (p.3-4, p.12). Il évoque le danger de prolifération provoqué par la multiplication des quantités de matières fissiles (p.4, p.17). Il rappelle que l'objectif de la fin du cycle reste la gestion des "*véritables*" déchets nucléaires (c'est-à-dire non valorisables ou transmutables) (p.6). Il souligne que les surgénérateurs n'ont plus d'intérêt économique pendant quelques dizaines d'années (p.4, p.8).

Il recadre la chronologie d'un développement industriel d'une filière incinératrice : 15 à 20 ans au moins de phase pré-industrielle (p.14), 30 à 40 ans avant de parvenir à la phase industrielle (p.15), plusieurs décennies de recherches en tout état de cause (p.17). Il souligne au demeurant que "*les réacteurs rapides apparaissent aujourd'hui comme la seule voie pour réduire efficacement le stock de plutonium et d'autres actinides*" (p.19).

Il suggère que l'on aurait plutôt besoin à l'heure actuelle d'un PHENIX-2 que d'un SUPERPHENIX (p.19). Il limite les ambitions d'un SUPERPHENIX incinérateur à : 1/ un retour d'expérience sur les technologies mises en oeuvre ; 2/ une validation des combustibles à actinides mis au point grâce à un autre réacteur (p.20) ; ceci est très différent de la conception traditionnelle de SUPERPHENIX « prototype industriel », qui semble devoir être limitée en fait à la configuration surgénératrice.

Il insiste sur les difficultés particulières posées par l'« élimination » des produits de fission à vie longue et haute activité (p.15, p.20) et le caractère limité de la réponse que peut y apporter la filière RNR en l'état actuel des connaissances (p.16). Il renvoie les développeurs à des études très fondamentales ("*recherches de physique nucléaire*", "*recherches de base*") en matière d'élimination des produits de fission (p.20). Il recommande aux institutions françaises de ne négliger aucune piste et de travailler en partenariat avec leurs homologues étrangers (p.20-21). Il dénonce le fait que un an après la promulgation de la loi du 31 décembre 1991, le programme national de recherche prévu dans la loi se met en place de façon lente et peu optimale (p.21).

**La conclusion qui à mon sens se dégage du rapport CURIEN est que l'on peut redémarrer SUPERPHENIX avec un objectif d'incinération mais qu'une telle opération est prématurée et d'un intérêt limité en l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques, pour ce seul objectif.**

---

<sup>11</sup> J'en veux pour preuve les différences d'appréciation entre diverses pages du rapport sur la faisabilité physique et technique de l'incinération : extrême prudence en p.6 et 14, position plus affirmative en p.18. Sans même parler des circonlocutions de langage autour de l'utilité de SUPERPHENIX comme incinérateur...

## 2.2 Le rapport CURIEN et le rapport BRETTNER-DONDERER

GREENPEACE a demandé au bureau d'études allemand KOLLERT & DONDERER de réaliser une étude sur la séparation et transmutation des actinides dans les réacteurs rapides. Cette étude, réalisée par MM. BRETTNER et DONDERER a été remise en juin 1993. Il ne s'agit pas d'une publication scientifique à proprement parler mais d'une synthèse de la littérature disponible sur le sujet.

Il m'a paru intéressant de comparer les approches retenues par le rapport CURIEN et le rapport BRETTNER-DONDERER. Bien que le premier se soit placé dans l'optique plus large du « traitement des produits de la fin du cycle », il existe de nombreux points de recoupement car le rapport allemand prend comme critère essentiel l'évaluation de la radiotoxicité des produits de la fin de cycle.

Les deux rapports diffèrent au demeurant sur plusieurs points : le rapport CURIEN ne parle pas de façon détaillée des questions concernant la prolifération ; le rapport BRETTNER-DONDERER ne parle pas de SUPERPHENIX.

Résultat paradoxal : l'analyse comparative des deux textes montre une large convergence de leurs appréciations et conclusions. Ils sont pourtant présentés par chacun des deux « camps » opposés comme la preuve du bien fondé de leurs vues respectives...

Preuve supplémentaire - s'il en fallait encore une - qu'en toutes choses il faut se garder des idées reçues et des jugements à l'emporte-pièce.

## 2.3 L'optimisme raisonné du rapport TEILLAC

La Section des Activités productives, de la Recherche et de la Technologie, au Conseil économique et social, a adopté le 23 novembre 1993 une étude présentée par M. TEILLAC, Conseiller économique et social, ancien Haut Commissaire à l'Énergie atomique. Cette étude trace un *"Bilan scientifique et technologique des recherches sur les réacteurs à neutrons rapides."* Un chapitre est consacré aux *"Utilisations des réacteurs à neutrons rapides et leur rôle dans la politique de fin du cycle."*

La première partie de ce chapitre dresse un tableau descriptif des *"sous-produits de la combustion"* et des quantités produites. Une seconde partie présente les utilisations du plutonium : 1/ les RNR régénérateurs et surgénérateurs ; 2/ les réacteurs consommateurs de plutonium ; 3/ le recyclage du plutonium dans les REP ; 4/ le plutonium provenant des armes nucléaires ; 5/ les RNR consommateurs de plutonium ; 6/ la complémentarité entre REP et RNR ; 7/ les développements à prévoir. Une dernière partie s'intéresse à la *"Contribution possible des réacteurs à neutrons rapides pour la destruction des déchets radioactifs à vie longue."* Elle appelle de plus amples commentaires.

L'impression que j'en retire est celle d'un décalage relatif entre les conclusions optimistes du rapporteur et certains des éléments qu'il mentionne par ailleurs.

M. TEILLAC commence par rappeler la problématique de la gestion des déchets à vie longue, autour des trois objectifs définis par la loi du 30 décembre 1991. Il évoque

ensuite la notion de radiotoxicité des déchets nucléaires et les risques spécifiques estimés pour les stockages profonds.

Pour l'incinération des actinides en tant que telle, M. TEILLAC évoque bien sûr les points positifs que l'on peut retirer des connaissances et réalisations actuelles : spectre neutronique bien adapté des RNR, excédent de neutrons disponibles pour l'incinération, connaissances acquises dans diverses expériences (SUPERFACT...). Par ailleurs les éléments négatifs ne sont pas passés sous silence : difficultés pour la fabrication de combustible à l'américium, difficulté de gestion du curium, nécessité d'opérer plusieurs recyclages et passages en réacteur pour obtenir des taux de destruction suffisants, impossibilité de se passer de stockage profond en tout état de cause, obligation d'obtenir des rendements de séparation suffisants, difficultés posées par l'« élimination » des produits de fission...

En conclusion, *"dans tout ce qui précède, on a vu que les réacteurs à neutrons rapides offraient des caractéristiques intéressantes pour la destruction des actinides et des produits de fission. Pour progresser dans le développement des procédés d'incinération, il est nécessaire de faire de l'expérimentation et des démonstrations."*

Enfin la solution offerte éventuellement par les accélérateurs de particules comme outils pour l'incinération des déchets est également présentée, mais *"les développements qui seraient nécessaires sont très importants, car les difficultés à résoudre sont considérables : [...]. Pour obtenir des installations plus performantes que les réacteurs nucléaires, des développements très importants seraient à prévoir qui réclameraient des étapes intermédiaires comme les nouvelles filières de réacteurs nucléaires."*

Le rapport TEILLAC souffre cependant certaines faiblesses : il n'aborde pas la question du bilan économique ; il est peu convaincant sur l'utilisation des RNR pour éliminer les produits de fission ; surtout il ne présente pas de mise en perspective temporelle pour les recherches sur une filière incinératrice <sup>(12)</sup>, ni de vision globale sur l'intérêt de cette filière au regard de la minimisation des nuisances des déchets.

Dans ces conditions, il n'est pas étonnant que le point 7, consacré à *"La contribution possible de SUPERPHENIX"* affirme que *"Pour les actinides, une première phase a déjà été réalisée dans PHENIX, avec l'expérience SUPERFACT, et il est possible de passer rapidement à des démonstrations pour le recyclage homogène du neptunium et éventuellement de l'américium. SUPERPHENIX est le meilleur, si ce n'est le seul, outil au monde pour poursuivre de telles démonstrations. La poursuite en parallèle dans PHENIX d'expérimentations sur la voie hétérogène, notamment pour l'américium, devrait permettre de déboucher dans quelques années sur d'autres possibilités de démonstrations dans SUPERPHENIX."*

En définitive, une lecture attentive montre que le rapport TEILLAC – peut-être à son corps défendant – suggère fortement que si SUPERPHENIX peut être utilisé pour faire de

---

<sup>12</sup> Même s'il indique que *"Gestion du plutonium et gestion de la fin du cycle du combustible sont des questions complexes qui doivent être analysées dans une réflexion à long terme et qui requièrent un volume d'études important."* (p.66)

l'incinération d'actinides (mais qui pourrait encore contester valablement ce fait ?), il ne peut être toutefois considéré comme un « incinérateur d'actinides ».

En ce sens le rapport TEILLAC rejoint très largement le rapport CURIEN.

La double page suivante présente un tableau comparatif des rapports CURIEN et BRETTNER-DONDERER.

**Rapport CURIEN / Rapport BRETTNER-DONDERER : tableau comparatif**

RAPPORT CURIEN	RAPPORT BRETTNER-DONDERER
<b>La faisabilité de la séparation</b>	
le retraitement poussé n'a de sens que s'il parvient à une séparation totale élément par élément (p.12) la séparation Np et Am devrait pouvoir se faire sans trop de difficultés dans les installations existant à la COGEMA (implicite, p.13)	on ne connaît pas la quantité d'actinides susceptible d'être extraite des déchets (p.23) tous les actinides ne sont pas aussi faciles à isoler que Np (p.5-10) la séparation pyrométallurgique n'est pas encore établie expérimentalement (p.13)
on ne sait pas encore suffisamment de choses sur la métallurgie des actinides et la fabrication des combustibles (p.19)	la fabrication de combustible oxyde sera compliquée à cause de taux de rayonnement bien plus élevés (problèmes de radioprotection) (p.11) on ne connaît pratiquement aucun paramètre neutronique, physico-chimique ou technologique (p.16)
	il faut un nouveau cycle du combustible : réacteurs, retraitement et séparation, fabrication du combustible (p.3)
le coût du retraitement poussé est difficile à évaluer tant que les solutions industrielles n'ont pas été élaborées (remarque valable pour les autres options de la fin du cycle) (p.13)	il n'y a aucune analyse systématique des aspects économiques (p.3) le coût de la R&D sur le nouveau cycle du combustible sera au moins équivalent à celui du développement de la filière actuelle : retraitement + RNR (p.3)
<b>La faisabilité de la transmutation dans les RNR</b>	
on sait déjà incinérer le Pu dans les REP ou les RNR (p.13)	
l'incinération dans les REP ne peut pas être totalement écartée pour les actinides autres que le Pu (p.13) mais les RNR ont un meilleur spectre neutronique (p.13)	les RNR sont bien plus efficaces que les REP (p.15)
les RNR <i>semblent</i> pouvoir fonctionner avec des taux de régénération variables (p.14) les études <i>laissent espérer</i> la possibilité de fissionner les actinides mineurs (p.6) ; la possibilité de les incinérer <i>paraît</i> établie (p.6) le spectre neutronique des RNR " <i>permet l'incinération efficace de tous les isotopes du Pu et des actinides mineurs</i> " (p.18) et " <i>la faisabilité technique de l'incinération des actinides paraît acquise</i> " (p.18) de longues recherches technologiques sont nécessaires pour pratiquer l'incinération des actinides (p.6)	pour les RNR à combustible oxyde, on peut envisager typiquement une réduction de 96% grâce à ≈10 cycles s'étalant sur 20-25 ans (p.15) les RNR à combustible métallique ont un meilleur rendement théorique de transmutation, mais on a encore moins de connaissances scientifiques et techniques que pour les RNR à combustible oxyde (p.17) d'éventuels RNR refroidis par gaz auraient des rendements théoriques de transmutation supérieurs à ceux des RNR à combustible oxyde (p.17)
l'optimisation de la conduite des RNR incinérateurs réclame des recherches spécifiques (p.19)	
le bilan économique ne peut pas encore être évalué ; les installations doivent être optimisées (p.14)	il n'y a aucune analyse systématique des aspects économiques (p.3)
<b>L'intérêt global de la filière</b>	
	le concept même de <i>radiotoxicité</i> est sujet à caution et à discussions (p.21, 24-25)
à long terme, la séparation des actinides influe peu sur le danger radiologique des nucléides susceptibles de retourner à la biosphère (p.13)	la séparation-transmutation ne donne aucun avantage significatif pour ce qui concerne la contribution des stockages géologiques aux doses reçues par la population (p.26)

la séparation-transmutation permet d'envisager une meilleure maîtrise de l'inventaire des matières sensibles mais la séparation renforce les risques de détournement (p.3-4, p.11, p.17, p.18)	on ne connaît pas la quantité d'actinides susceptible d'être extraite des déchets (p.23) [une partie complète consacrée à l'impact sur la prolifération]
deux questions ne sont pas réglées de toute façon : les déchets B (p.10) et les produits de fission, qui posent des problèmes spécifiques (p.7, 15)	les RNR ne peuvent rien sur les produits de fission (seuls les réacteurs à haut flux peuvent les transmuter) (p.15) sans transmutation des produits de fission, la séparation-transmutation des actinides n'a aucun sens (p.27)
on ne peut pas encore évaluer l'augmentation des volumes de déchets B générés par les opérations de retraitement poussé (p.13)	on ne sait pas évaluer les pertes en actinides à chaque cycle de retraitement (p.22-23) il y a production d'isotopes activés (cobalt) dans les installations du cycle des actinides (p.23)
la filière RNR ne résoudra pas seule le problème des déchets mais il convient de limiter l'inventaire des actinides (p.17) et elle est au stade de maturité le plus avancé par rapport aux autres concepts (p.18)	à l'échelle de l'humanité, les différentes stratégies nationales de fin de cycle réduisent l'impact des politiques de transmutation (p.23)
le retraitement poussé et l'incinération conduisent à une augmentation des doses globalement reçues par les travailleurs de l'industrie nucléaire (dit de façon indirecte en p.11)	
	la sûreté globale des installations nouvelles du cycle nécessite des efforts et n'est pas garantie (p.24)
<b>Le rôle de SUPERPHENIX</b>	
les RNR incinérateurs seraient assez sensiblement différents de SUPERPHENIX ; il faut des études de principe ; échéance = 20 ans (p.14)	
SUPERPHENIX n'a pas la flexibilité de Phénix mais PHENIX a d'autres inconvénients (p.14)	
principale utilité = retour d'expérience sur les technologies (p.14, p.19) autres utilités = effet de taille + échelle pré-industrielle (p.14) (si SUPERPHENIX fonctionne à sa puissance nominale, donc ne connaît pas de nouveau problème... p.20) mais c'est sur PHENIX que doivent se passer les premières phases d'un développement technologique : validation des paramètres neutroniques des actinides + comportement métallurgique et mécanique d'échantillons de combustible (quasi explicite, p.14)	
on n'a pas suffisamment de connaissances sur la configuration d'un coeur incinérateur dans SUPERPHENIX (p.19-20)	
le fonctionnement électrogène de SUPERPHENIX peut être un paramètre limitant des expériences (p.20)	

## RECOMMANDATIONS DU RAPPORTEUR

### TRANSPORTS DE MATIERES RADIOACTIVES

- 1<sup>ère</sup> recommandation Les pouvoirs publics patronnent la mise au point d'une Charte des Transports des matières radioactives par les professionnels du transport et les utilisateurs de leurs services.
- 2<sup>ème</sup> recommandation L'autorité compétente entreprend la publication d'un tiré à part de la réglementation « transports » spécifique aux transports de matières radioactives, présenté sous forme didactique et pratique, dans l'esprit du document édité par l'IATA (Association internationale des Transporteurs aériens).
- 3<sup>ème</sup> recommandation L'autorité compétente étudie, en liaison avec l'IPSN, la possibilité de développer des méthodes et moyens de suivi des grandes sources (à usage médical par exemple).
- 4<sup>ème</sup> recommandation L'autorité compétente du Ministère des Transports est invitée à agir dans les instances internationales, en particulier l'AIEA, pour que la réglementation des transports garde son caractère multilatéral et ne soit pas soumise à des surenchères nationales.
- 5<sup>ème</sup> recommandation L'IPSN est invité à engager des coopérations internationales avec d'autres organismes de recherche afin d'accroître la connaissance des marges de sécurité des transports actuels de matières radioactives par rapport aux prescriptions techniques définies par l'AIEA pour les colis.

## RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS DES ENTREPRISES EXTERIEURES

- 6<sup>ème</sup> recommandation L'Office parlementaire rappelle au Gouvernement la teneur de la 17<sup>ème</sup> recommandation du rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaire pour 1991, relative à la création au Ministère de la Santé d'une autorité de la radioprotection. Cette recommandation est jointe en annexe aux présentes recommandations.
- 7<sup>ème</sup> recommandation L'autorité de radioprotection veille à ce qu'une éventuelle intégration explicite de la notion de secret médical dans les normes de base européennes actuellement en cours de révision ne contribue pas à stériliser la nécessaire ouverture des données dosimétriques vers d'autres personnes que des médecins.
- 8<sup>ème</sup> recommandation Le SCPRI, les exploitants, les employeurs de travailleurs extérieurs, le Conseil de l'Ordre des Médecins, l'Inspection du Travail, les organisations syndicales, le Conseil supérieur de la Prévention des Risques professionnels, l'Inspection médicale du Travail... sont invités à réfléchir à la notion de « partage de la confidentialité médicale ».
- 9<sup>ème</sup> recommandation L'Office parlementaire rappelle au Gouvernement la teneur de la 9<sup>ème</sup> recommandation du rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaire pour 1991 : *"des études sont engagées par le Ministère de la Santé et le SCPRI sur la faisabilité d'un système électronique de dosimétrie fiable, permettant une centralisation des données et comprenant l'équipement en terminaux des médecins du travail des exploitants et des entreprises sous-traitantes ou de ceux dont elles dépendent."*
- 10<sup>ème</sup> recommandation Afin de mener à bien la précédente recommandation, les pouvoirs publics sont invités à doter le SCPRI de moyens informatiques adéquats, afin d'y constituer un fichier centralisé, conçu d'abord pour satisfaire aux besoins de la médecine du travail puis recueillir les données dosimétriques nationales, puis servir de base à des études épidémiologiques d'ampleur nationale.
- 11<sup>ème</sup> recommandation L'autorité de radioprotection attribue à chaque travailleur affecté à des travaux sous rayonnements ionisants un numéro national d'identification permanent et intangible, numéro porté sur sa carte de suivi médical et les divers documents nécessaires au suivi médico-réglementaire de tous les travailleurs de catégorie A.



- 12<sup>ème</sup> recommandation L'autorité de radioprotection veille à ce que toute distribution de films dosimétriques non nominatifs soit immédiatement et définitivement arrêtée.
- 13<sup>ème</sup> recommandation Les pouvoirs publics sont invités à intégrer la dosimétrie opérationnelle dans un cadre juridique mieux défini et plus structuré, qui définit les conditions de coordination avec la dosimétrie réglementaire. Ces réflexions devront être conduites avec les exploitants et le GIIN.
- 14<sup>ème</sup> recommandation Les pouvoirs publics sont invités à engager un programme de recherches visant à définir la réalité et la portée d'une corrélation entre dosimétrie film et dosimétrie électronique
- 15<sup>ème</sup> recommandation L'un des groupes permanents placés auprès du Directeur de la Radioprotection définit les règles d'harmonisation des pratiques de médecine du travail, sous l'égide d'une Association des médecins du travail compétents en radioprotection.
- 16<sup>ème</sup> recommandation Les pouvoirs publics sont invités à mettre en oeuvre une politique plus volontariste destinée à la formation de médecins du travail des entreprises extérieures en radioprotection. A cette fin ils sont invités à solliciter le concours des exploitants.
- 17<sup>ème</sup> recommandation Les pouvoirs publics sont invités à renforcer l'action de l'Inspection médicale du Travail, autorité de contrôle de la médecine du travail.

## **ENQUETES PUBLIQUES**

- 18<sup>ème</sup> recommandation Les pouvoirs publics sont invités à mettre en oeuvre une réforme de l'enquête publique. Cette réforme devra viser à définir deux catégories au moins d'enquêtes, en fonction de l'enjeu de l'opération projetée.
- Pour les enquêtes les plus importantes, un découplage entre le niveau local et le niveau national est défini.
- Les procédures applicables à l'enquête locale prévoient une information spécifique aux élus et renforcent les conditions d'information des citoyens.
- Les procédures applicables au niveau national prévoient l'institutionnalisation d'auditions publiques.

19<sup>ème</sup> recommandation      Sous l'égide des organisations représentatives au plan national, des programmes de formation sont mis en oeuvre pour constituer un vivier de commissaires enquêteurs disposant de compétences dans le domaine nucléaire.

#### **EXPERTISE EXTERIEURE**

- 20<sup>ème</sup> recommandation      La Conférence nationale des Commissions locales d'Information est invitée à établir un fichier d'experts, tenu à la disposition des CLI pour leurs besoins éventuels.
- 21<sup>ème</sup> recommandation      Les pouvoirs publics définissent en liaison avec la Conférence nationale des Commissions locales d'Information les conditions de réalisation d'expertises extérieures par les CLI.
- 22<sup>ème</sup> recommandation      L'Office parlementaire recommande qu'en tout état de cause l'institution d'une expertise extérieure ne remette pas en cause les prérogatives actuelles des pouvoirs publics en matière de procédures d'investigation et de décision, y compris à la DSIN pour la sûreté.

## **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 3 février 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 M. GALLEY, Vice-président, député, et MM. les Sénateurs REVOL et VALLON.

M. GALLEY, Vice-président de l'Office, a ensuite mis aux voix les conclusions du rapport.

Ces conclusions ont été adoptées à l'unanimité.

## PERSONNALITES RENCONTREES

### ALLEMAGNE

- M. JUNG, député (SPD), président du groupe Énergie  
Dr. BECKER, Directeur, Ministère de l'Économie  
Dr. MAGER, Ministère de l'Économie  
Dr. BESCHORNER, Ministère de l'Économie  
Pr. GRAWE, Directeur général, VDEW (Association des Producteurs d'électricité allemands)  
Dr. KIENLE, VDEW (Association des Producteurs d'électricité allemands)  
Dr. HOHLEFELDER, Directeur de la Sûreté nucléaire, Ministère de l'Environnement  
Dr. GALLAS, Chef de la division Radioprotection, Ministère de l'Environnement  
M. BREEST, Relations internationales, Ministère de l'Environnement  
Pr. BIRKHOFER, Directeur, GRS  
M. SCHAEFER, Conseiller scientifique, GRS  
M. ZIMMERMANN, GRS  
M. VOGGENBERGER, GRS  
Pr. BAYER, BfS (Office fédéral de Radioprotection)  
Pr. BURKHART, BfS  
Dr. FRASH, BfS  
M. LEEB, BfS  
M. DAVID, BfS  
Dr. RÜDINGER, Directeur, KfK Karlsruhe  
M. VALENCIA, Chef de projet démantèlement, KfK Karlsruhe

### ROYAUME UNI

- Mme HADDON, Secrétaire adjoint, Division de l'Énergie atomique, Ministère de l'Industrie et du Commerce  
M. HUBBARD, Division de l'Énergie atomique, Ministère de l'Industrie et du Commerce  
M. VAUGHAN, Inspecteur principal, NII  
M. COOPER, Secrétaire général adjoint, Electrical Power Engineers' Association  
M. HIBDJE, Comité exécutif, NUCLEAR ELECTRIC  
Pr. CLARKE, Directeur, NRPB  
Dr. STATHER, Directeur adjoint, NRPB  
Dr. PECKOVER, Directeur, Direction de la Sûreté, AEA TECHNOLOGY  
Dr. HYLAND, Direction de la Sûreté, AEA TECHNOLOGY

M. STAINFORTH, Direction de la Sûreté, AEA TECHNOLOGY  
Dr. EDMONSON, Directeur de la Santé et la Sécurité, NUCLEAR ELECTRIC  
Dr. TAYLOR, Chef de la Stratégie de la Sûreté, NUCLEAR ELECTRIC  
M. JOYNSON, Directeur de centrale, Sizewell B  
Dr. BONE, chef du Service de radioprotection, Sizewell B  
Dr. DUNSTER, Secrétaire de la CIPR  
Dr. GITTUS, Directeur, BRITISH NUCLEAR FORUM

## ÉTATS-UNIS

### *Congrès*

M. WALLOP, Sénateur  
Mme SHERIDAN, Conseiller du Représentant SHARP  
M. FOWLER, Conseiller du Sénateur JOHNSTON  
M. BERKOVITZ, Conseiller du Sénateur GRAHAM

### *Nuclear Regulatory Commission*

M. REMICK, Commissaire, NRC  
M. ROGERS, Commissaire, NRC  
M. GUTTMANN, Assistant du Commissaire REMICK  
M. BOYLE, Assistant du Commissaire REMICK  
M. SCARBOROUGH, Assistant du Commissaire ROGERS  
M. FLESHMAN, Assistant du Commissaire ROGERS  
M. KARMAN, Assistant du Commissaire ROGERS  
M. MIRAGLIA, Directeur, Direction de la Réglementation nucléaire, NRC  
M. PARTLOW, Direction de la Réglementation nucléaire, NRC  
M. CRUTCHFIELD, Direction de la Réglementation nucléaire, NRC

### *Office of Technology Assessment*

M. HERDMAN, Directeur, OTA  
Dr. ROY, Directeur de projets, OTA  
M. JOHNSON, Manager, OTA  
M. CRANE, Manager, OTA

### *Département de l'Énergie*

M. BROLIN, Directeur par intérim, Office de l'Énergie nucléaire, DOE  
M. FRANKS III, Directeur du Bureau des Réacteurs à eau légère, Office de l'Énergie nucléaire, DOE  
M. COLE III, Programme d'assistance à la CEI, Office de l'Énergie nucléaire, DOE  
M. STARK, Bureau des Politiques et Normes de Sûreté nucléaire, Office de l'Énergie nucléaire, DOE

### *US Council for Energy Awareness, Nuclear Management and Resources Council, Electric Edison Institute*

M. BAYNE, Président-Directeur général, USCEA  
M. HARRIS, Vice-président, USCEA

- M. FERTEL, Vice-président, USCEA
- M. SIMARD, Directeur, NUMARC
- M. WHITESEL, Manager, NUMARC
- M. KUHN, Président, EEI
- M. MAC COLLAM, Président d'honneur, EEI
- M. SWANSON, Vice-président, EEI

*B&W Nuclear Technology*

- M. PRYOR, Président-Directeur général
- M. JOHNSON, Vice-président, Marketing et ventes
- M. KANE, Directeur, Services d'ingénierie
- M. WASKEY, Superviseur, Ingénierie des composants et des soudures
- Mme HESS, Manager, Opérations marketing
- M. STEVENS, Manager, Technologies déchets et environnement
- M. FERRELL, Manager, Développement stratégique
- M. KENNEDY, Manager, Contrôle-Commande
- M. BEACH, Manager, Produits spéciaux et Services intégrés
- M. CUVELIER, Manager, Produits spéciaux et Services intégrés
- M. GRAY, Manager, Gestion de la durée de vie
- M. ENGELS, Manager, Services nucléaires
- M. HANSE, Manager, Contrôles d'accès
- M. MIGNOGNA, Manager, Conception des Équipements
- M. FLEMING, Manager, Services d'inspection
- M. PRASSE, Manager, Services d'approvisionnement
- M. SIVELY, Manager, Services d'approvisionnement

*Filiales de sociétés françaises*

- M. BUCHALET, Président, FRAMATOME USA
- M. MAC MURPHY, Président-directeur général, COGEMA Inc.
- M. GALLAGHER, Président-directeur général, NUMATEC

*Public Citizen (organisation écologiste)*

- M. RICCIO, *Public Citizen*

**BUGEY**

- M. FLUCHERE, Directeur
- M. DUPUY, Directeur adjoint
- M. IMBERT, Chef de Bugey Maintenance
- M. ROLLINGER, Chef de la Mission Sûreté-Qualité
- M. REYNAUD, Chef adjoint de Bugey-1
- M. ALAMERCERY, Chef de la Section Branche Accueil
- M. MATHIEU, Chef du Service Sécurité Radioprotection
- M. ENGEL, Attaché de direction Bugey Maintenance
- Dr. VAN BOXSOM, Médecin du travail
- M. GAINIK, CHSCT
- M. COUDOUR, CHSCT

M. LONGUET, Chef de la Mission bulgare  
M. LAMART, Mission bulgare  
M. MENAGE, Mission bulgare  
M. IVANOV, Chef d'exploitation, Kosloduy 1-4  
M. DRAGOLOV, Chef adjoint du Service automatismes, Kosloduy 5-6  
Mme CHIROL, Chef du Service Communication-Presses  
M. LAGIER, Espace Évolution  
M. DAIGUSON, Espace Évolution  
M. MERCIER, Chef d'arrêt de tranche (Bugey-3)  
M. CARTIGNIES, Contremaître Sécurité Radioprotection  
M. RISPAL, cadre conférencier

*Table ronde avec des prestataires de services (Centrale de Bugey)*

M. ALAMERCERY, CNPE Bugey, Chef de la Branche Accueil  
M. BELLIER, Chef de chantier, FRAMATOME  
M. BOSQUET, Chargé d'affaires, GAGNERAUD  
M. BOULAY, Chargé d'affaires, SAUNIER DUVAL ÉLECTRICITE  
M. CHORIER, Chef de région, COMI  
M. CROLLARD, Chef de chantier, COMI  
M. DUJARDIN, Chef de chantier, ONET NUCLEAIRE  
M. DUPUY, Directeur adjoint, CNPE Bugey  
M. GHAMBARIAM, Chef de chantier, WANNER-ISOFI  
M. INTROINI, Responsable de chantier, TONZINI  
M. MAURY, Chef de chantier, FRAMATOME  
M. RAYNAUD, Directeur d'exploitation, ONET NUCLEAIRE

## **DRIRE RHONE ALPES**

*Table ronde avec des prestataires de services intervenant à Bugey*

M. ALBOUI, SAUNIER DUVAL  
M. AMICUCCI, COMI  
M. BAENA, DRIRE  
M. BITOUZET, FRAMATOME  
M. BRECHAT, FRAMATOME  
M. BREITENBACH, LOZAI  
M. BRENGUIER, Inspecteur du Travail  
M. ENGEL, CNPE Bugey  
M. GEIGER, DRIRE  
M. GEOFFRIN, SAUNIER DUVAL  
M. GUILBAUD, DRIRE, Chef de la Division nucléaire  
M. LEFRANC, GAGNERAUD  
M. LIONS, TUNZINI SGMNI  
M. RAYNAUD, ONET NUCLEAIRE  
M. VARENNE, CGA

## IPSN

### *Transports*

- M. VESSERON, Directeur
- M. QUENIART, Directeur délégué à la Sûreté
- M. DEVILLERS, Président, Commission de Sûreté des Transports
- M. DEAN, Chef du Département de Sécurité des Matières Radioactives (DSMR)
- M. RENARD, DSMR
- M. TANGUY, DSMR
- M. MATHIEU, DSMR
- M. LOMBARD, DSMR
- Mme RANCILLAC, DSMR
- M. SERT, DSMR

### *Autres activités*

- M. NEY, Centre technique de crise
- M. DUMAS, SIPA
- M. VOISIN, Chef du Laboratoire de Dosimétrie biologique
- Mme AIGUEPERSE, Chef du SARAM (Section autonome de Radiobiologie appliquée à la Médecine)

## CESTA

- M. LAUNOIS, Directeur
- M. MUNOZ, Directeur adjoint
- M. GLUAI, Études et analyses de sûreté et de sécurité
- M. PUAUX, Études et analyses de sûreté et de sécurité
- M. SALINIE, Conception et qualification des conteneurs (programme AIDA)
- M. DULAC, Conception et qualification des conteneurs (programme AIDA)
- M. CHERVILLE, Complexe d'essais thermodynamiques
- M. VIVINI, Complexe d'essais thermodynamiques
- M. JAUSSEIN, Chambre anéchoïque et furtivité
- M. FREDE, Canon SYLEX, Chambre anéchoïque et furtivité

## TRANSPORTS

### *Cogema*

- M. RICAUD, Directeur, Branche Retraitement
- M. BRACHET, Directeur, TRANSNUCLEAIRE
- M. CHARLES, Chef du Service des Transports, Branche Retraitement

### *NTL*

- M. AUPETIT, Directeur général
- M. PUJET, Directeur technique



M. PASCHAL, Opérateur  
M. MUNOZ, Opérateur

***NCT***

M. BIZET, Directeur général  
M. VERGER, Directeur général

***EDF***

M. LAUMOND, Service Combustibles, Branche Retraitement et Stockage des déchets

**SEPTEN**

M. ROCHE, Directeur  
M. SERVIERE, Directeur Adjoint  
M. ROTIVAL, Chef du Département Sûreté

**MELOX**

M. RICAUD, Directeur, Branche Retraitement  
M. BEKIARIAN, Directeur, Branche Combustible  
M. FOURNIER, Directeur, MELOX  
M. MOURoux, Directeur d'ingénierie

**MINISTERE DU TRAVAIL**

Dr. SAUX, Chef de l'Inspection médicale du Travail  
Dr. MAILLARD, adjoint au Chef de l'Inspection médicale du Travail  
Dr. RONDEAU DU NOYER, Médecin inspecteur régional du Travail (région Centre)  
M. PASQUIER, Bureau Hygiène en milieu de travail, Direction des Relations du Travail

## **ANNEXE**

Paris, le 15 novembre 1993

**DONNEES EPIDEMIOLOGIQUES CONCERNANT L'ETAT SANITAIRE DES  
POPULATIONS VIVANT AUTOUR DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES FRANÇAISES**

Au printemps dernier, l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Techniques a souhaité que l'Académie des Sciences apporte sa contribution au nouveau programme d'études sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires françaises et fasse le point sur l'état actuel des données épidémiologiques concernant l'état sanitaire des populations vivant aux alentours de ces installations.

Un groupe de travail *ad hoc* a été constitué à l'initiative du Professeur François Gros, Secrétaire perpétuel de l'Académie et composé de :

Robert Dautray,	Haut Commissaire à l'Energie Atomique Membre de l'Académie des Sciences
Catherine Hill,	Service de Statistiques et d'Epidémiologie Institut Gustave Roussy
Maurice Hoffnung,	Membre Correspondant de l'Académie des Sciences Institut Pasteur
Jacques Lafuma,	Direction des Sciences du Vivant Commissariat à l'Energie Atomique
Raymond Latarjet,	Membre de l'Académie des Sciences
Ethel Moustacchi,	Directeur de Recherche CNRS Institut Curie
Maurice Tubiana,	Membre de l'Académie des Sciences

et assisté par :

Lucienne Bonnot, Chargée de mission auprès des Secrétaires perpétuels  
Académie des Sciences.

*L'étude comporte deux parties :*

Dans la première, sont décrites les principales installations nucléaires métropolitaines : centrales nucléaires électrogénératrices, installations du cycle du combustible, centres de recherche et établissements qui mettent en oeuvre des sources de rayonnements ionisants.

La seconde partie analyse les principales données publiées qui traitent de l'état de santé des populations vivant au voisinage d'installations nucléaires en France et à l'Etranger. Puis sont exposées les hypothèses envisagées pour expliquer les excès de

leucémies qui auraient été observées autour de certaines installations en Grande Bretagne. Deux paragraphes portant sur les aspects de dosimétrie et de méthodologie épidémiologique sont discutés.

L'étude se termine par une conclusion sur l'absence de risque sanitaire pour les populations vivant autour des installations nucléaires françaises compte tenu des très faibles niveaux des expositions professionnelles et des rejets radioactifs.

## I. LES INSTALLATIONS NUCLEAIRES

Les installations nucléaires de la France forment un des ensembles parmi les plus variés, les plus complets et les plus denses du monde, si on compte le nombre de ces installations par rapport à la surface totale du pays ou à sa population.

La variété dans les âges (c'est-à-dire dans les dates de construction de ces installations), compte tenu de l'évolution des techniques et des méthodes de travail, introduit une complexité supplémentaire.

En Grande Bretagne, confrontées à une complexité analogue, certaines études, d'ailleurs controversées, ont conduit à des estimations contradictoires du point de vue environnement et santé des populations. Il est donc légitime de s'interroger sur le cas français.

Les différents types d'installations qui existent en France se répartissent en :

- tranches de centrales nucléaires productrices d'électricité situées dans des sites Electricité de France et gérées par l'EDF,

- installations du cycle du combustible, comportant en particulier :

\* les mines d'uranium en activité ou fermées (avec leurs stocks de matériaux extraits et séparés),

\* les usines de traitement du minerai,

\* les usines d'enrichissement de l'uranium (auxquelles on peut associer les stocks d'uranium appauvri),

- \* les usines de fabrication de combustible,
- \* les centres de retraitement des combustibles irradiés et de vitrification de produits de fission,
- \* les stockages et entreposages de déchets des différentes catégories, provisoires ou "définitifs".

- "centres"<sup>1</sup> nucléaires, civils et militaires, nationaux ou non, abritant pour certains des réacteurs nucléaires, des laboratoires chauds, des accélérateurs, etc. et des outils nucléaires pour les différentes techniques nécessaires pour les disciplines scientifiques de base contribuant au nucléaire (physique nucléaire, chimie des actinides et des produits de fission, matériaux sous irradiation, radiobiologie, etc.),

- sources radioactives, accélérateurs, etc. répartis dans les laboratoires, les hôpitaux, les organismes industriels, etc.

Un tel tissu d'installations entraîne de nombreux transports qui nécessitent eux aussi toute une gamme de précautions.

La maîtrise de cet ensemble fait l'objet de règles très strictes, contrôlées par des organismes très entraînés, de grande compétence. Toutefois, les exemples d'accident qui se sont produits à l'étranger, invitent à réviser constamment l'efficacité des efforts pour maîtriser de tout ce qui peut jouer sur la santé des travailleurs et des populations.

En résumé et à notre connaissance actuelle, malgré l'importance du potentiel décrit ci-dessus, et grâce à l'effort sans relâche accompli, on peut dire que le niveau de doses dues aux rejets des installations nucléaires françaises et reçues par les populations avoisinantes est très faible, de l'ordre du centième de l'irradiation naturelle moyenne, et n'a pas, jusqu'à présent, donné lieu à des conséquences sur la santé des populations.

C'est ce niveau de doses que nous étudierons plus en détail dans la suite de cette étude.

---

<sup>1</sup> C'est à dire les laboratoires, les lieux de fabrication, de montage, d'essais de contrôle, de mise au point des procédés de stimulation de fonctionnement normal et anormal (comme Phébus PP au Centre de Cadarache), etc.

## II. L'ANALYSE DES DONNEES

### Introduction

Si des études épidémiologiques ont été consacrées à l'état sanitaire des travailleurs des établissements nucléaires, aucune étude sérieuse n'avait porté sur les populations vivant autour de ces installations jusqu'à l'année 1984. L'absence de telles études se justifiait par les très faibles doses de radioactivité rejetées dans l'environnement par l'industrie nucléaire qui ne représentaient qu'un faible pourcentage de l'irradiation naturelle. Or les niveaux de celle-ci sont très variables et on observe des fluctuations qui peuvent dépasser un ordre de grandeur entre les divers points du globe ; aucune étude épidémiologique n'a montré de différences significatives parmi les populations étudiées.

En novembre 1983, une émission de télévision fit apparaître un excès de leucémies chez les enfants vivant dans le village de Sésacale à quelques kilomètres au sud de Sellafield, le plus important centre anglais de retraitement des combustibles irradiés. A la suite de cette émission, les Anglais lancèrent des recherches pour étudier si un excès comparable existait autour d'autres installations nucléaires britanniques et quelle en était la cause.

Dans d'autres pays ayant développé une industrie nucléaire, des études analogues furent entreprises.

On dispose aujourd'hui de nombreuses publications scientifiques sur ce sujet et il est possible de dresser un bilan de l'état sanitaire des populations vivant autour des installations nucléaires tant en France qu'à l'étranger. Celui-ci peut être établi en se basant sur une récente analyse critique des méthodologies utilisées dans l'étude des "agrégats" et sur les derniers travaux consacrés aux leucémies observées chez les survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki.

Il convient de rappeler d'abord que toute enquête épidémiologique est exposée à plusieurs risques d'erreur dont les uns sont liés à la taille de la population sur laquelle porte l'enquête, et les autres à la méthodologie de l'étude.

Si la population est petite, si le nombre d'événements (nombre de cas de cancers est faible, la fiabilité des résultats est limitée en raison des inévitables fluctuations statistiques. Une signification à 0,05 % signifie qu'il existe une chance sur 20 pour que le

résultat significatif obtenu soit simplement lié au hasard. Pour de simples raisons statistiques on doit donc escompter qu'une étude sur 20 donnera un résultat positif (élévation du nombre de cancers) en dehors de toute augmentation réelle. De même si l'on étudie, dans une population, vingt cancers différents, on doit s'attendre à ce qu'il y ait une variation significative (en plus ou en moins) de la fréquence de l'un de ces cancers uniquement du fait du hasard. C'est la raison pour laquelle il est nécessaire, avant d'accorder foi à un résultat isolé et quand la signification est faible (0,05 % ou 0,02 %) d'attendre la confirmation par une autre étude. De plus, il faut tenir compte de ce que les auteurs des enquêtes épidémiologiques ont tendance à publier davantage les résultats positifs que l'absence de différence.

Les erreurs dues à la méthodologie sont plus graves encore. Elles peuvent être la conséquence d'un choix erroné de la population étudiée ou de la population témoin. En particulier il est, en principe, interdit quand une étude porte sur une région ou sur l'ensemble des cancers de choisir ultérieurement une sous-région ou une variété déterminée de cancer car cette délimitation d'un sous-groupe peut être inconsciemment influencée par le souhait de trouver un résultat positif. Or il est tentant quand les résultats préliminaires suggèrent une fréquence élevée dans une portion du territoire étudié ou pour un type de cancer de vouloir étudier isolément ceux-ci. De telles études sont alors exposées à un risque méthodologique important et un tel résultat ne peut fournir qu'une indication qui ne prendra sa signification que si on retrouve le même fait dans d'autres enquêtes menées de façon indépendante.

#### A. Données françaises

La première publication, qui étudiait la mortalité par cancer autour de l'installation de retraitement de la Hague, fut publiée en 1989<sup>[1]</sup>.

Elle fut suivie en 1990 par une autre étude sur les leucémies des enfants vivant autour de cette même installation<sup>[2]</sup>. La même année une publication, parue dans la revue *Nature*<sup>[3]</sup>, faisait le bilan de la mortalité "toutes causes", et par cancer, observée autour des six établissements nucléaires les plus anciens fonctionnant en 1975 : les centres de retraitement de Marconle et de la Hague et les quatre centrales électrogénératrices du Chinon, Chooz, Le Bugey et Saint Laurent des Eaux dont la production électrique était en majorité due à des réacteurs de la filière graphite-gaz.

Dans cette étude sur les six sites, qui ne porte que sur les décès observés chez les jeunes de moins de 25 ans, on a étudié deux populations témoins servant de base à la



comparaison ; l'une étant la population générale française, l'autre tirée de groupes de structure, d'âge et de sexe comparables, mais vivant à distance des installations nucléaires.

Aucun excès de cancers ou de leucémies n'a été relevé par rapport à l'une ou l'autre de ces populations témoins. En ce qui concerne les leucémies, on a constaté, dans la population étudiée, 58 décès alors que 67 pouvaient être attendus d'après la mortalité de la population générale française et 62 d'après celle de la population témoin.

Parmi les autres causes étudiées autour de **Marcoule**, on a observé un excès de décès par maladie de Hodgkin et moins de décès par tumeur maligne du cerveau. Ces différences ne sont pas statistiquement significatives après correction par le nombre de tests effectués.

Cette étude confirme les résultats de deux autres études réalisées autour de l'installation de la **Hague** et qui n'avaient mis en évidence aucun excès significatif de mortalité par cancer ou par leucémie chez l'enfant pour une période allant de 1968, après le début du fonctionnement du centre de retraitement, à 1986, soit une période de surveillance de près de vingt ans. Cette durée est importante compte tenu de ce que l'on sait de la faible période de latence des leucémies radio-induites.

Une nouvelle étude<sup>(4)</sup> a été publiée en 1993 sur l'incidence des leucémies de l'enfant autour de la **Hague**. En l'absence d'un registre de cancers dans la Manche, les données de référence furent prises dans le registre du Calvados. Aucun excès ne fut mis en évidence

En 1993 également, une étude a paru sur l'incidence des cancers de la thyroïde dans les populations vivant autour de la centrale nucléaire de **Chooz**. Aucun excès ne fut mis en évidence<sup>(5)</sup>.

Aujourd'hui, on peut donc affirmer qu'aucun excès de maladies malignes n'a été constaté autour des premières installations nucléaires françaises dont le niveau de rejet radioactif, bien que faible, était supérieur à celui observé autour des établissements plus récents.

## **B. Analyses globales étrangères**

### **1. Etats-Unis**

Une enquête globale américaine a été publiée en 1990<sup>(6)</sup>. Réalisée par le *National Cancer Institute* (N.C.I.), elle est certainement l'une des enquêtes la plus complète publiée sur le sujet. Elle porte sur la population de 107 comtés sélectionnés pour la présence d'une installation nucléaire ainsi que sur 292 comtés témoins. Les observations de mortalité par cancer ont été réalisées sur une période allant de 1950 à 1984 et ont porté sur 2 700 000 décès.

Cette étude utilise une méthodologie classique. Il n'existe de choix arbitraire ni sur les limites géographiques de la population observée, ni sur les types de cancers étudiés, ni sur les périodes de temps d'observation. On a reproché à cette étude la taille des unités géographiques qui est, de façon générale, supérieure à celle des unités géographiques européennes. L'enquête du N.C.I. avait pour but de savoir s'il existait un véritable problème de santé publique autour des installations nucléaires. Elle apporte une réponse très claire : la mortalité par cancer est comparable dans les 107 comtés étudiés et les 292 comtés témoins. Il en va de même pour les leucémies chez les enfants de moins de dix ans. Quand on analyse les données recueillies avant et après la mise en route de l'installation, on ne distingue aucune différence.

Etant donné le grand nombre de tests statistiques effectués, quelques résultats ont été trouvés statistiquement significatifs, tantôt par excès, tantôt par défaut, mais ceci est peut-être comme nous l'avons vu dans l'introduction, sans doute simplement dû à des fluctuations statistiques d'autant qu'en comparant les évolutions dans le temps, il apparaît qu'aucun excès de cancer n'a été observé dans l'enquête globale américaine.

### **2. Grande Bretagne**

Une étude globale a été réalisée en Grande Bretagne et a été publiée en 1987<sup>(7)</sup>. Elle porte sur 7,6 millions de personnes vivant à proximité de 15 installations nucléaires, et sur 40 millions de personnes vivant à distance.

Si l'on considère l'ensemble des leucémies, et pour la totalité des installations, il n'y a pas de différence avec les témoins. Il n'existe également aucun excès des taux de cancers.

Par contre, si l'on sélectionne un type de leucémies -par exemple, la leucémie lymphoïde aigüe-, une tranche d'âge -avant 25 ans- et une période de temps -les installations ayant fonctionné avant 1955-, on observe un excès qui augmente avec la proximité de l'installation. Il en va de même pour la maladie de Hodgkin, mais cette fois pour le groupe d'âge de 25 à 74 ans.

Une autre étude, plus large, a été publiée en 1989<sup>(8)</sup>, les frontières géographiques ont été modifiées et la période de surveillance a été arbitrairement fixée en 1969 et 1978.

Ces résultats sont différents de ceux publiés dans la première étude. Entre 0 et 24 ans, il existe un excès pour toutes les leucémies, plus élevé cependant pour les leucémies lymphoïdes. L'excès existe aussi pour la maladie de Hodgkin.

Entre 25 et 64 ans, il n'y a pas d'excès significatif, en outre il n'y a plus de corrélation entre les taux et la proximité de l'installation.

De ces deux enquêtes, et bien que les résultats ne soient pas comparables, on peut conclure qu'il existe un excès réel de leucémies lymphocytiques aigües de l'enfant autour de certains sites, mais que cet excès n'est pas lié à la proximité de l'installation et probablement pas aux irradiations internes et externes observées.

### 3. Allemagne

L'incidence des cancers de l'enfant apparus entre 1980 et 1990 autour de vingt installations nucléaires a été comparée à celle de témoins appariés.

Cette étude porte sur 1 610 cas et ne montre globalement aucun excès de risque de cancers ou de leucémies<sup>(9)</sup>.

Si l'on sélectionne les enfants de moins de cinq ans, vivant à moins de cinq kilomètres des installations mises en service avant 1970, on observe un taux élevé de leucémies aiguës et de lymphomes. Ce taux, non significatif, pourrait être dû à la faible proportion des populations témoins par rapport à la population générale allemande.

#### 4. Canada

En 1989, une étude a été publiée sur l'incidence des leucémies chez des enfants de 0 à 4 ans vivant à proximité des installations nucléaires de l'Ontario<sup>[10]</sup>. Aucun excès significatif n'a été observé, mais la puissance statistique de cette enquête est inférieure à celle des autres enquêtes comparables.

*En conclusion, à l'exception des résultats obtenus en Grande Bretagne sur certains types de leucémies, aucune étude réalisée dans d'autres pays n'a permis la mise en évidence d'excès de cancers ou de leucémies significatifs sur le plan sanitaire, parmi les populations vivant autour des installations nucléaires.*

#### C. Analyses ponctuelles réalisées autour de sites spécifiques

De nombreuses analyses de ce type ont été réalisées dans plusieurs pays. Elles ont fourni des résultats contradictoires qui rendent très difficile l'établissement de conclusions indiscutables.

##### 1. Etats-Unis

Les premières enquêtes américaines sont antérieures à celles effectuées autour de Sellafield. Elles ont retrouvé le résultat négatif déjà observé autour de la Centrale de San Onofre en Californie et qui avait été publié en 1985<sup>[11]</sup>.

En 1987, une étude portant sur l'environnement du centre militaire de Rocky-Flat dans le Colorado, n'avait pas montré d'excès dans l'incidence des cancers<sup>[12]</sup>.

La même année, une publication<sup>[13]</sup> a montré que dans le Massachussets un excès de leucémies observé entre 1982 et 1984 fut suivi de 1985 à 1986 d'un déficit contrebalançant l'excès antérieur<sup>[13]</sup>.

En 1989, une étude<sup>[14]</sup>, portant sur les leucémies chez des enfants âgés de 0 à 9 ans vivant autour des installations de Handford et de Oak Ridge, montrait un excès significatif entre 1950 et 1959, non significatif de 1960 à 1969, puis un déficit entre 1970 et 1979.

La variabilité des résultats observés dans les études américaines illustrent bien le rôle des fluctuations statistiques dues au hasard et montre le risque d'erreur qui peut

résulter de la prise en compte d'un résultat isolé et non retrouvé dans d'autres enquêtes à d'autres périodes.

## 2. Grande Bretagne

C'est en **Grande Bretagne** que le plus grand nombre d'études a été réalisé :

- la première enquête portant sur **Sellafield** (1986) montrait un excès de leucémies aiguës (7 cas observés pour moins de 1 attendu) chez les jeunes de moins de 25 ans. Ces 7 cas étaient apparus chez les enfants nés dans la région<sup>[16]</sup>.
- autour de **Dounreay** -centre de retraitement au Nord de l'Ecosse-, un excès de leucémies était observé chez les jeunes vivant dans un rayon de 12,5 kilomètres et pour la période allant de 1979 à 1984<sup>[17]</sup>.

Cet excès était très dépendant du choix des limites géographiques et de la durée de la période d'observation choisie.

En 1989, une autre enquête<sup>[18]</sup> mettait en évidence un excès de leucémies de l'enfant autour des centres d'**Aldermaston, Burghfield et Harwell**. La même année, une autre publication<sup>[19]</sup> faisait état d'un excès de leucémies et de lymphomes chez les jeunes autour de la centrale nucléaire de **Hinkley-Point**.

Cet excédent n'était retrouvé que durant les dix ans ayant suivi le démarrage de la Centrale à condition que l'on ait pris comme base de comparaison les moyennes nationales.

*Les études anglaises montrent de façon significative que l'on observe un excès de leucémies chez les jeunes autour de plusieurs installations nucléaires. Cependant un tel excès n'est pas systématiquement retrouvé autour de toutes les installations. La signification médicale de l'excès de leucémies observé autour de certains établissements et de certaines centrales fait l'objet de nombreuses discussions.*

## 3. Vallée de la Tcha (Russie)

Une étude préliminaire<sup>[20]</sup> a été réalisée sur 25 000 personnes vivant au voisinage de la **Vallée de la Tcha** et soumises à de très fortes doses -dépassant parfois 1,5 Sv- dues au rejet de l'installation de retraitement **MAYAK**.

Deux populations, des Russes et des Tatars, sont suivies depuis le début des années 1950.

Un excès de leucémies a été observé dans les deux populations.

Le pic d'incidence maximale se situe entre 1962 et 1975, plus tardivement qu'à Hiroshima et Nagasaki. L'incidence par unité de dose est trois fois plus faible qu'au Japon, très vraisemblablement à cause de l'étalement dans le temps de l'exposition.

Pour les cancers de l'estomac et du poumon, le taux élevé n'est pas statistiquement significatif. Pour celui de l'oesophage, le taux est plus élevé chez les Tatars mais l'alimentation est probablement responsable de cette différence ethnique.

Il faut savoir que dans la Vallée de la Tetcha, comme au Japon, les excès observés portent sur des nombres très limités. En Russie, on a recensé 97 leucémies au total, alors que l'on n'aurait dû en observer que 49. Au Japon, sur les 19 000 survivants ayant reçu plus de 0,15 Sv et suivis de 1950 à 1955, l'excès de leucémies a été de 53 sur 106 observés et l'excès des autres cancers de 281 sur 1 631 observés<sup>[21]</sup>.

#### **D. Situations accidentelles**

Au cours de situations accidentelles, des doses plus élevées peuvent contaminer les populations vivant autour de l'installation. On s'attend donc à une probabilité plus élevée dans l'observation d'un excès de cancers ou de leucémies.

##### **1. Windscale**

En 1957, un incendie dans un réacteur plutonigène et tritigène provoqua l'émanation d'importantes quantités de produits radioactifs notamment d'Iode 131, de Cesium 137 et de Polonium 210.

Ces rejets furent pris en compte dans les études épidémiologiques réalisées autour de Sellafield. Aucun excès de cancer ou leucémie, en particulier de cancer de la thyroïde, n'a pu être mis en évidence. L'accident de Windscale n'a donc pas eu de conséquences sanitaires au voisinage de l'installation.

## 2. Three Miles Island

En 1990 et 1991, deux publications<sup>[22-23]</sup> sont parues sur l'incidence des cancers dans les populations vivant autour de la centrale nucléaire accidentée.

Etant donné la faible quantité de radioactivité émise, il n'est pas étonnant qu'aucun effet n'ait pu être mis en évidence.

## 3. Tchernobyl

En avril 1986, l'explosion du réacteur numéro quatre de la centrale nucléaire de Tchernobyl dispersa une quantité considérable de radioactivité.

Malgré l'utilisation de mesures de protection, telles que la prise d'Iode stable et l'évacuation, les populations reçurent des doses élevées atteignant même des valeurs extrêmement fortes dans le cas de la thyroïde.

L'analyse des conséquences est très difficile car le suivi sanitaire des populations vivant dans l'ex URSS n'est pas au même niveau que celui qui existe dans les pays occidentaux.

Par ailleurs, les données publiées sont très fragmentaires, et il est impossible d'en tirer des conclusions fermes<sup>[24]</sup>.

Un excès de cancers de la thyroïde a été rapporté en Biélorussie surtout chez les jeunes de moins de 15 ans. Cet excès n'a pas été relevé dans les populations voisines de Tchernobyl vivant en Ukraine et en Russie. Or, ces cancers ont un temps de latence particulièrement court et une malignité très importante entraînant un taux de décès anormalement élevé pour ce type de tumeur. Il paraît nécessaire d'avoir plus d'informations sur ce point.

En outre, si le rôle des isotopes radioactifs à vie courte de l'Iode est mis en avant pour valider ces observations, on doit reconnaître que l'absence d'une dosimétrie fiable rend difficile l'interprétation de ces publications.

Aucun excès de leucémies n'a été constaté, dans l'ex Union Soviétique au voisinage de Tchernobyl (enquête du CIRC de Lyon) et dans les autres pays d'Europe. Ce résultat négatif doit être considéré comme important car l'expérience japonaise a

montré, pour les leucémies radio-induites, l'existence d'un temps de latence minimum de trois ans et maximum entre 7 et 10 ans, bien que les données provenant de la Vallée de la Techa montrent que le temps de latence augmente quand le débit de dose diminue.

### **E. Causes de l'excès de leucémies.**

Une série d'enquêtes épidémiologiques a été réalisée pour élucider la cause des excès de leucémies observés en Angleterre autour des centrales.

De telles recherches étaient d'autant plus justifiées qu'aux Etats-Unis des 85 agrégats de leucémies avaient été observés entre 1961 et 1982 en dehors de toute exposition aux rayonnements ionisants. Aucune hypothèse satisfaisante n'a jamais pu être avancée ce qui montre la nécessité d'autres travaux.

Plusieurs causes furent successivement envisagées. On peut les classer en deux catégories, celles dues à l'exposition aux rayonnements et celles dues à d'autres facteurs.

#### **1. L'irradiation externe due aux rejets radioactifs**

Les doses à la moelle osseuse ont été calculées par le NRPB pour les différents sites anglais. Ces doses sont très faibles et ne représentent qu'une petite fraction de l'irradiation naturelle. Aujourd'hui, tout le monde est d'accord pour rejeter l'hypothèse que l'exposition externe ait pu induire l'excès de leucémies.

En outre, l'enquête de Gardner n'a pas permis de mettre en évidence une corrélation entre des comportements susceptibles d'augmenter l'exposition aux rayonnements et l'excès de leucémies.

#### **2. L'exposition interne due aux radioéléments incorporés**

Parmi les contaminants internes, on a impliqué les Terres Rares radioactives, les Actinides et le Radon.

Les données dont on dispose sur le métabolisme et l'effet pathologique de ces radioéléments ainsi que sur l'action cancérigène du Radon ne permettent pas d'accepter cette hypothèse.



### 3. L'exposition du père

L'enquête de Gardner (1990)<sup>[25]</sup> a montré une forte corrélation entre l'excès de leucémies et de lymphomes non hodgkiniens, et le niveau d'exposition du père travaillant dans l'établissement de **Sellafield**. Les doses externes enregistrées des pères des enfants leucémiques étaient, en moyenne, supérieures à celles des pères témoins.

L'hypothèse de Gardner a été celle d'un effet mutagène des radiations ionisantes sur les cellules germinales du père, entraînant l'apparition des leucémies dans la descendance.

Cette hypothèse a été critiquée car elle est en contradiction avec les données scientifiques. Elle ne reposait, en effet, que sur un très petit nombre de cas et elle n'avait pas été vérifiée ni dans l'excès des leucémies observées autour de **Downreay**<sup>[26]</sup>, ni dans les enquêtes générales réalisées en **Allemagne**<sup>[27]</sup>, et au **Canada**<sup>[27]</sup>. Ensuite, un tel excès n'a été retrouvé, ni chez les descendants de pères irradiés à fortes doses, soit accidentellement comme au **Japon**<sup>[28]</sup>, soit dans un but thérapeutique.

D'autres enquêtes ont montré une corrélation entre l'excès de leucémies des enfants et d'autres risques professionnels des pères<sup>[29]</sup>, or Gardner n'a pas tenu compte de cette possibilité.

En outre, les données expérimentales n'ont montré le même effet que pour des doses aiguës beaucoup plus élevées. Enfin, les connaissances en radiogénétique humaine ne sont pas compatibles avec l'apparition du niveau d'excès observé à **Sellafield** car les doses de rayonnement reçus par les pères sont beaucoup trop faibles.

*En conclusion, l'hypothèse de l'origine de l'excès de leucémies dû à l'exposition paternelle est extrêmement fragile car non compatible avec les autres données expérimentales ou humaines.*

### 4. Les sites potentiels

Des enquêtes réalisées en **Angleterre**<sup>[30]</sup> et en **Allemagne**<sup>[27]</sup> ont montré qu'il existait un excès de leucémies dans des populations vivant autour de sites sélectionnés pour accueillir une installation nucléaire dont la construction, en fait, n'a pas été réalisée.

Ce résultat montre clairement qu'on doit chercher d'autres causes que les rayonnements ionisants pour expliquer l'excès de leucémies observé.

### 5. Les virus

L'hypothèse d'une origine virale émise par Kinlen est basée sur l'existence de leucémies humaines juvéniles et dans certaines espèces animales d'origine virale<sup>[31]</sup>. L'effet serait du à l'afflux d'une population nouvelle contaminant la population ancienne, non immunisée contre ces nouveaux virus. L'hypothèse de Kinlen a été confirmée à **Glenrothes** en Ecosse ainsi que dans cinq villes en **Grande Bretagne**. L'excès observé chez les moins de cinq ans est suivi d'un déficit dans la tranche 5-24 ans<sup>[32-33]</sup>.

On a également observé l'existence d'un excès de leucémies, lymphomes et tumeurs solides chez les enfants de la région de **Telford**, une ville nouvelle<sup>[34]</sup>. L'hypothèse virale ne pourra cependant être acceptée que si l'on montre l'existence d'un virus oncogène chez des enfants atteints de leucémie lymphoïde aiguë. Quoiqu'il en soit, le fait demeure d'un excès de leucémies et cancers dans certaines villes nouvelles de Grande Bretagne sans doute lié à un brassage de populations.

### 6. Les polluants chimiques

On a envisagé l'effet de polluants chimiques dans l'environnement professionnel ou familial des parents dont les enfants ont été atteints de leucémie. Cette hypothèse n'a pas été confirmée pour les leucémies observées autour de **Sellafield**<sup>[35-36]</sup>.

## **DISCUSSION**

La première hypothèse pour expliquer l'excès de leucémies juvéniles observées autour de **Sellafield** a été celle des doses de rayonnement provenant des rejets de l'établissement nucléaire, puis fut incriminée l'exposition du père. Il faut donc analyser les niveaux de doses estimés ou mesurés aussi bien pour les travailleurs que dans l'environnement.

Compte tenu des connaissances sur les leucémies radio-induites observées soit chez les survivants japonais, soit sur des patients traités par radiothérapie, il était évident que les doses nécessaires pour induire cette pathologie devaient être

supérieures à 0,2 Gy reçus en un temps court. D'un autre côté, l'irradiation naturelle délivre des doses annuelles de l'ordre de 2 mGy qui s'accumulent sur la vie. Or les expositions naturelles diffèrent à la surface du globe d'un facteur considérable qui dépasse un ordre de grandeur et jamais on n'a pu mettre en évidence un effet cancérogène ou leucémogène des fortes doses de l'irradiation naturelle.

Aussi en Angleterre, le National Radiation Protection Board a calculé les doses à la population autour des installations nucléaires. Exprimées en pourcentage de l'irradiation naturelle locale, ces doses sont de 13 % à Sellafield où la valeur de 23 % est atteinte pour ceux soumis aux rejets accidentels, de 0,7 % à Dounreay, de 0,03 % à Harwell, de 0,002 % à Aldermaston et de 0,0000003 % à Brightwell.

Aux Etats-Unis<sup>(6)</sup>, les doses n'ont pas été estimées avec une telle précision, mais on sait que les expositions dues aux rejets radioactifs ne représentent qu'une très faible fraction de l'exposition naturelle à l'exception du centre de Hanford où les rejets d'iode radioactif ont été importants dans les premières années du fonctionnement des installations.

En France, le niveau des rejets réels, inférieurs aux valeurs autorisées a toujours été très faible et les doses reçues par la population vivant autour des installations nucléaires ne représentent là aussi qu'une très faible fraction de l'exposition naturelle (de l'ordre du centième).

A titre d'exemple les rejets d'Iode 131 de la centrale de Chooz<sup>(7)</sup> ont été de 0,1 GBq au total. Cette radioactivité est de l'ordre de celle qui est administrée à des milliers de malades pour examiner le fonctionnement de leur thyroïde.

Par contre, l'excès de leucémies observé dans les populations vivant autour de la Vallée de la Tcha est très probablement dû à l'irradiation. En effet, les doses à la moelle osseuse qui ont été estimées pour les différents groupes de la population sont considérables : 2 300 personnes ont reçu des doses comprises entre 1 et 2 Gy, 5 000 personnes des doses allant de 0,5 à 1 Gy et 17 000 personnes des doses comprises entre 0,1 et 0,5 mGy.

L'exposition professionnelle du père a été discutée à Sellafield. Comme on n'avait rien observé chez les descendants des pères irradiés au Japon ou dans les hôpitaux, il aurait fallu que les doses reçues par les travailleurs de Sellafield aient été

supérieures. En réalité, elles étaient plus faibles et de plus étalées sur des temps plus longs.

Pour toutes ces raisons, l'hypothèse du rôle de l'irradiation pour expliquer les leucémies juvéniles observées autour de Sellafield peut être abandonnée.

On peut également se poser la question de la signification des enquêtes épidémiologiques qui portent sur des cas observés en nombre limité dans des populations de faible taille.

## CONCLUSION

\* Des excès de leucémies n'ont été observés qu'en Grande Bretagne et dans la vallée de la Techa en Russie.

En Russie, le niveau élevé des doses d'exposition justifie l'excès. En Grande Bretagne, par contre, les doses d'expositions dans l'environnement étaient trop faibles pour pouvoir être incriminées.

\* En ce qui concerne l'exposition professionnelle du père, les doses à Sellafield étaient inférieures à celles reçues par les survivants d'Hiroshima, et les malades irradiés, pour lesquels on n'a rien observé. En outre, une corrélation entre l'exposition paternelle et les leucémies des enfants n'a jamais été mise en évidence dans d'autres enquêtes.

\* Parmi les autres hypothèses avancées, seule celle d'une transmission virale due à des brassages de la population a résisté jusqu'ici à la critique, mais elle n'a pas été vérifiée, de même que l'hypothèse d'une interaction entre radiation et un facteur local.

\* On peut donc, en 1993, reprendre ce qu'avait écrit R. Doll<sup>(9)</sup> en 1989, "L'analyse des résultats, en Grande Bretagne" ne fournit aucune donnée concluante prouvant que l'augmentation des taux de leucémies serait due à la pollution de l'environnement local par les installations nucléaires".

\* En France, aux Etats-Unis et au Canada, aucun excès n'a été observé lors d'enquêtes effectuées avec une grande rigueur méthodologique. Il est donc légitime de rassurer les populations vivant au voisinage des installations. Certes, il convient de rester vigilant mais il serait dommageable pour l'équilibre psychique des populations de laisser croire

à l'existence d'un risque qui n'est suggéré que par certains résultats britanniques et n'a jamais été retrouvé ailleurs.

Enfin, on doit noter que les différents moyens de suivi des expositions basés sur la biologie moléculaire (tests à court terme de toxicologie génétique, mesure des taux de mutations chez l'animal ou chez l'homme) ne permettent pas d'évaluer les effets dus aux doses provenant des centrales nucléaires, en raison de leur faible valeur par rapport au bruit de fond<sup>(37)</sup>.

## BIBLIOGRAPHIE

- [1] DOUSSET M. - Cancer mortality around La Hague nuclear facilities. *Health Phys.* 1989, 56, 875-884.
- [2] VIEL J.F., RICHARDSON S.T. - Childhood leukaemia around the La Hague nuclear waste reprocessing plant - *BMJ*, 1990, 300, 580-581
- [3] HILL C., LAPLANCHE A. - Overall mortality and cancer mortality around French nuclear sites. *Nature*, 1990, 347, 755-757
- [4] VIEL J.F., RICHARDSON S., DANIEL P., BOUTARD P., MALET M., BARRELIER P., REMAN O., CARRE A. - Childhood leukaemia incidence in the vicinity of La Hague nuclear waste reprocessing facility. *Cancer Causes Control*, 1993
- [5] REKACEWICZ C., DE VATHAIRE F., DELISE M.J. - Differentiated Thyroid carcinoma incidence around the French nuclear power plant in Chooz - *Lancet* 1933, 341, 493
- [6] JABLON S., HRUBEC Z., BOICE J.D. - Cancer in populations living near nuclear facilities. A survey of mortality nation wide and incidence in two States. *JAMA*, 1991, 265, 1403-1408
- [7] COOK-MOZAFFARI P.J., ASHWOOD P.L., VINCENT T., FORMAN D., ALDERSON M. - Cancer incidence and mortality in the vicinity of nuclear installations, England and Wales 1959, 1980 (OPCS Studies on medical and population subjects n°51) London, HMSO, 1987, 280 p.
- [8] COOK-MOZAFFARI P.J., DARBY S.C., DOLL R., FORMAN D., PIKE M.C., HERMON C., VINCENT T. - Geographical variations in mortality from leukaemia and other cancers in England and Wales in relation to proximity to nuclear installations, 1969-1978. *Brit. J. Cancer*, 1989, 59, 476-485
- [9] MICHAELIS J., KELLER B., HAAF G., KAATSCH P. - Incidence of childhood malignancies in the vicinity of West German nuclear power plants. *Cancer Causes Control*, 1992, 3, 255-263
- [10] McLAUGHIN J.R., CLARKE E.A., NISHRI E.D., ANDERSON T.W. - Childhood leukaemia in the vicinity of Canadian nuclear facilities. *Cancer Causes Control*, 1993, 4, 51-58
- [11] ENSTROM J.E., Cancer Near a California nuclear power plant. *Lancet*, 1985, 2 (8466) 1249.
- [12] CRUMP K.S., NC T.H., CUDDIHY R.G., Cancer incidence patterns in the Denver metropolitan area in relation to the Rocky Flats plant. *Am. J. epidemiol.* 1987, 126, 127-135
- [13] CLAPP. R.N., COBB S., CHAN C.K., WALKER B. - Leukaemia near Massachusetts nuclear power plant. *Lancet*, 1987, 2 (8571) 1324-1325
- [14] POOLE C., ROTHMAN K., DREYER N.A. - Leukaemia near Pilgrim nuclear power plant, Massachusetts *Lancet*, 1988, 2 (8623) 1308
- [15] GOLDSMITH J.R. - Childhood Leukaemia mortality near two U.S. nuclear installations. *Lancet*, 1989, 1 (641) 793

- [16] COMMITTEE ON MEDICAL ASPECTS OF RADIATION IN THE ENVIRONMENT (COMARE) - First report : The implication of the new data on the releases from Sellafield in the 1950s for the conclusion of the report on the investigation of the possible increased incidence leukaemia in West Cumbria. London : HMSO 1986 42 p.
- [17] COMMITTEE ON MEDICAL ASPECTS OF RADIATION IN TE ENVIRONMENT - Second report : Investigation of the possible increased incidence of leukaemia in young people near Doumreay nuclear establishment, Caithness, Scotland - London : HMSO, 1988
- [18] COMMITTEE ON MEDICAL ASPECTS OF RADIATION IN THE ENVIRONMENT (COMARE). Third Report : Report on the incidence of childhood cancer in the West-Berkshire and North Hampshire area, in which are situated the Atomic weapons research establishment, Aldermaston and the Royal ordnance factory, Burghfield. London HM SO 1989 90 p.
- [19] EWINGS P.D., BOWIE C., PHILIPS M.J., JOHNSON S.A.N. - Incidence of leukaemia in young people in the vicinity of Hinkley Point nuclear power station, 1959-86. *BMJ*, 1989, 299, 289-293.
- [20] KOSSENKO M.M., DEGTEVA M.O. - The follow-up of the population exposed as a result of the release of Radioactive Wastes into the Techa River. Ural Research Center for Radiation Medicine - Chelyabinsk - Russian Federation
- [21] SHIMIZU Y., HIROO K., SCHULL W.J., Life Span Study report 11, Part 2, Cancer mortality in the years 1950-1985, based on the recently revised doses (DS 86). Radiation Effects Researchs Foundation Technical report, TR 5-88
- [22] HATCH M.C., BEYEA J., NIEVE S.J.W., SUSSER M., Cancer near the Three Miles Island nuclear plant : radiation emissions. *Am. J. Epid*, 1990, 132, 397-412
- [23] HATCH M.C., WALLENSTEIN J., BEYEA and al. Cancer rates after the Three Miles Island nuclear accident and proximity of residence to the plant. *Am. J. Public Health* 1991, 81, 719-724
- [24] PRISYAZHIUK A., PIATAK O.A., BUZANOV V.A., REEVES G.K., BERAL V. - Cancer in the Ukraine, post-Chernobyl. *Lancet* 1991, 338, 1334
- [25] GARDNER M.J., SNEE M.P., HALL A.J., POWELL C.A., DOWNES S., TERRELL J.D. - Results of a case-control study of leukaemia and lymphoma among young people near Sellafield nuclear plant in West Cumbria. *BMJ* 1990, 300, 423-429
- [26] UROUHART J.D., BLACK R.J., MUIRHEAD M.J., SHARP L., MAXWELL M., EDEN O.B., ADAMS JONES D. - Case-control study of leukaemia and non-Hodgkin's lymphoma in children in Caithness near the Doumreay nuclear installation. *BMJ*, 1991, 302, 687-692
- [27] McLAUGHLIN J.R., ANDERSON T.W., CLARKE E.A., KING W. - Occupational exposure of fathers to ionizing radiation and the risk of leukaemia in offspring - a case-control study. Ottawa : Atomic Energy Control Board, 1992
- [28] YOSHIMOTO Y., NEEL J.V., SCHULL W.J., KATO H., SODA M., ETO R., MABUCHI K. - Frequency of malignant tumors during the first two decades of life in the offspring (F1) of atomic bomb survivors. RERF technical report 4-90. Hiroshima : Radiation Effects Research Foundation, 1990

- [29] MCKINNEY P.A., ALEXANDER F.E., CARTWRIGHT R.A., PARKER L. - Parental occupations of children with leukaemia in West Cumbria, North Humberside and Gateshead - *BMJ*, 1991, 302, 681-687
- [30] COOK-MOZAFFARI P.J., DARBY S.C., DOLL R. - Cancer near potential sites of nuclear installations. *Lancet*, 1989, 2, 1145-1147
- [31] Childhood leukaemia: an infectious disease? (editorial). *Lancet* 1990, 336, 1477-1479
- [32] KINLEN L. Evidence for an infectious cause of childhood leukaemia: comparison of a Scottish new-town with nuclear reprocessing site in Britain. *Lancet* 1988, 2 (86-24) 1323-1327
- [33] KINLEN L.J., CLARKE K., HUDSON C. - Evidence from population mixing in British new towns 1946-85 of an infective basis for childhood leukaemia. *Lancet*, 1990, 336, 577-582
- [34] MUIR K.R., PARKES S.E., GRAHAM R., MANN J.R. - Leukaemia and lymphoma among young people near Sellafield. *Brit. Med. J.* 1990, 300, 676-677
- [35] BERAL V. Leukaemia and Nuclear Installations. *Brit. Med. J.* 1990, 300, 411-412
- [36] EVANS J. - Leukaemia and radiation. *Nature* 1990, 345, 16-17
- [37] NEEL J.V., SATOH C., MYERS R., Report of a workshop on the application of molecular genetics to the study of mutation in the children of atomic bomb survivors, *Mutation Research*, 1993, 1-20, 291