

N° 2417

ASSEMBLÉE NATIONALE

CONSTITUTION DU 4 OCTOBRE 1958

NEUVIÈME LÉGISLATURE

PREMIÈRE SESSION ORDINAIRE DE 1991-1992

N° 155

SÉNAT

PREMIÈRE SESSION ORDINAIRE DE 1991-1992

Enregistré à la Présidence de l'Assemblée nationale
le 6 décembre 1991.

Annexe au procès-verbal de la séance du 9 décembre 1991.

**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

**FONCTIONNEMENT DU CONTRÔLE
ET RÉACTEURS DU FUTUR**

Déposé sur le Bureau de l'Assemblée nationale
par M. JEAN-YVES LE DÉAUT,
Président de l'Office.

Déposé sur le Bureau du Sénat
par M. JEAN FAURE,
Vice-Président de l'Office.

Avant-propos

La vingtième proposition du rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires que j'ai eu l'honneur de présenter en 1990 exprimait le désir de poursuivre et d'élargir le domaine d'étude que j'avais couvert pour ce premier rapport.

Le Bureau de l'Assemblée nationale, le 20 décembre 1990, à l'unanimité confirmait ce choix.

Je remercie M. le Président Laurent FABIOUS, le Bureau de notre Assemblée, le Président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, M. Jean-Yves LE DEAUT, et les membres de l'Office de la confiance qu'ils m'ont témoignée.

Conformément au souhait exprimé par M. Jean-Yves LE DEAUT, de voir chaque rapporteur de l'Office entouré d'un groupe d'experts pour le conseiller et discuter des orientations qu'il entend donner à son rapport, j'ai constitué un groupe d'experts, composé de Mme LANGEVIN, directeur de recherche au CNRS et M. Michel PECQUEUR, ancien administrateur général du CEA et ancien président d'Elf, tous deux conseillers scientifiques de l'Office, de M. Claude FREJACQUES, ancien Président du CNRS, de M. Jean TASSART, secrétaire confédéral de la CFDT, de M. Gérard HUBER, chef de département à l'association Descartes, de M. Jacques ROYEN, Adjoint du Directeur de la sûreté de l'AEN-OCDE et de M. Bernard THOMAS, adjoint au directeur de la sûreté nucléaire de l'AIEA.

Je remercie ces experts de l'intérêt qu'ils ont manifesté pour mes travaux, pour les échanges très libres et fructueux que nous avons eus et pour leur participation active aux tables rondes que j'ai organisées.

Mon action s'est exercée dans le respect de principes que j'ai initiés dans ma mission et qui constituent aujourd'hui la base solide de mon action de rapporteur de l'Office :

. Je suis le regard extérieur du nucléaire, celui qui contrôle le contrôle. Je n'ai ni la vocation, ni l'envie de me substituer à qui que ce soit, ministre, autorité de sûreté, exploitant

. Je conduis ma mission au plus près du terrain, en observant sur pièce et sur place

. J'organise des tables rondes publiques - une contribution à la transparence - où toutes les parties concernées peuvent se faire entendre. Le compte-rendu sténographique intégral en est joint au rapport.

Quelques chiffres pour illustrer ce que fut la préparation de ce rapport 91:

- 42 jours complets d'enquête sur le terrain, de tables rondes ou de participation à des conférences

- 197 personnes rencontrées sur le terrain

- 159 personnes ayant participé aux tables rondes publiques

- 6 jours, soit 40 heures d'auditions publiques dans les tables rondes.

Mes investigations m'ont conduit en France - sur les sites de Gravelines, de la Hague, de Marcoule, de Cadarache, de Fessenheim, de Creys-Malville - , aux Etats-Unis et au Japon.

Comme l'an dernier, j'ai pu participer à quelques événements exceptionnels.

C'est en effet la première fois qu'un parlementaire assiste en tant qu'observateur :

- à une mission de l'inspection interne de sûreté du Service de la Production Thermique d'EDF à Gravelines

- à une inspection de la DSIN et de la DRIRE à la Hague

- aux travaux du Groupe Permanent "Réacteurs" placé auprès du Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, qui donne un avis préalable à toute demande de démarrage ou de redémarrage d'une installation nucléaire de base.

Pour la première fois également, dans le cadre de notre Assemblée, une proposition de loi a été élaborée après audition publique de toutes les parties intéressées, pour recueillir leurs avis et les traduire dans un texte de loi.

Enfin, j'avais inscrit dans le programme 91 une réflexion sur les réacteurs du futur.

En effet, c'est aujourd'hui que sont définies les caractéristiques des réacteurs qui entreront en service au début du siècle prochain. Au moment où le nucléaire semble susciter un regain d'intérêt dans des pays aussi différents que les Etats-Unis, l'Allemagne, la Finlande ou la Suède, l'atout sûreté des réacteurs de nouvelle génération sera déterminant dans la compétition acharnée qui s'annonce.

C'est pourquoi je me suis rendu aux Etats-Unis et au Japon pour rencontrer une part importante des décideurs impliqués : administrations, industriels, laboratoires de recherche etc. et avoir des informations à la source.

Pour que le tableau soit complet, j'ai tiré les informations que je n'avais pas glanées sur le terrain, de communications faites à la journée de la Sfen sur les réacteurs du futur et de la littérature.

J'ai rencontré les décideurs français et organisé une table ronde pour savoir quelle est notre situation dans ce concert mondial et quels sont les enjeux et les chances de notre industrie.

Je tiens à réaffirmer que j'ai pu exercer ma mission dans de bonnes conditions. Je remercie mes interlocuteurs d'avoir bien voulu me consacrer de leur temps et répondre à mes questions et interrogations.

J'ai conduit cette mission en toute indépendance d'esprit, sans a priori, avec le souci permanent de mettre à disposition du Parlement et, par delà, aux citoyens dont il est l'émanation, le maximum d'informations afin que chacun puisse se forger une opinion.

J'ai conscience que cet autre regard posé sur le nucléaire peut déranger des habitudes quasi ancestrales. Je remercie mes interlocuteurs d'avoir compris ma détermination farouche à exercer ma mission dans le respect des principes de base définis au début de ce propos.

Au moment où je conclus cette étape, avec la publication de ce rapport, j'aimerais vous faire partager la passion qui m'a animé et mon sentiment d'avoir servi le Parlement et fait un peu progresser la démocratie.

Claude BIRRAUX
Député de Haute-Savoie

ASSEMBLÉE NATIONALE

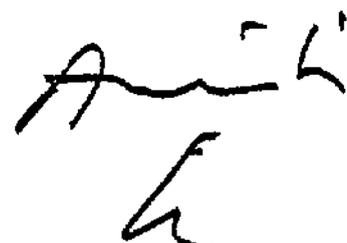
LE PRÉSIDENT

Paris, le 8 janvier 1991

Monsieur le Président et cher Collègue,

Dans sa réunion du 20 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 à nouveau l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, conformément à son propre voeu, du problème du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires.

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



Laurent FABIUS

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

REÇU LE ..10.. JANV. 1991

N° 0040.....

SUITE M.L./office.....

SOMMAIRE GENERAL

| | |
|----------------------------------|-----------|
| PERSONNALITES RENCONTREES | 15 |
| RESUME DU RAPPORT | 31 |
| INTRODUCTION GENERALE | 39 |

PREMIERE PARTIE

| | |
|--|-----------|
| CHAPITRE I : L'organisation de la sûreté au CEA | 43 |
|--|-----------|

| | |
|---|----|
| 1. historique de l'organisation de la sûreté et de la sécurité nucléaires en France | 43 |
| 1.1. la sécurité nucléaire | 44 |
| 1.2. la sûreté nucléaire | 44 |
| 2. l'organisation de la sûreté au CEA | 45 |
| 3. l'exemple de l'organisation de la sûreté pour Phénix et au Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache | 47 |
| 4. une réforme d'une grande complexité | 48 |

| | |
|--|-----------|
| CHAPITRE II : L'organisation de la sûreté et de la sécurité des installations de la COGEMA à la Hague et la question des stocks de produits radioactifs | 49 |
|--|-----------|

| | |
|---|-----------|
| <i>A. Un site d'une importance technologique et économique considérables</i> | 50 |
|---|-----------|

| | |
|---|----|
| 1. historique du site de la Hague | 50 |
| 2. un ensemble de technologies de haut niveau | 53 |
| 3. une importance économique majeure | 55 |
| 3.1. la moitié des capacités mondiales et la plus grande partie du marché mondial | 55 |
| 3.2. une importance économique majeure pour le département de la Manche | 56 |

| | |
|---|-----------|
| <i>B. Les principaux enjeux et l'organisation de la sûreté</i> | 57 |
|---|-----------|

| | |
|--|----|
| 1. les conditions prédominantes de la sûreté dans le cas du retraitement | 57 |
| 2. le premier pilier de la sûreté : la conception | 57 |
| 2.1. les moteurs de l'amélioration de la sûreté | 58 |
| 2.2. les étapes réglementaires | 59 |
| 3. le deuxième pilier de la sûreté : l'organisation | 60 |
| 3.1. la sûreté au niveau de la branche retraitement | 60 |
| 3.2. l'organisation au niveau de l'établissement | 60 |
| 3.3. le chef d'installation : un "commandant de navire" | 62 |
| 3.4. le Comité d'Hygiène et de Sécurité et des Conditions de Travail | 63 |
| 4. la sûreté en exploitation | 64 |
| 4.1. la sûreté d'exploitation en situation normale | 65 |
| 4.2. la sûreté d'exploitation en situation de crise | 65 |
| 5. la sûreté et la sous-traitance | 66 |
| 5.1. une sous-traitance limitée pour les tâches sensibles | 66 |
| 5.2. les règles générales de la sous-traitance | 67 |
| 6. une organisation de la sûreté qui a fait la preuve de son efficacité | 67 |

| | |
|---|------------|
| C. Les principaux enjeux de la sécurité et l'organisation afférente | 68 |
| 1. la radioprotection des travailleurs | 68 |
| 1.1. le rôle fondamental du Service de Prévention et de Radioprotection | 69 |
| 1.2. les résultats de la dosimétrie des travailleurs | 70 |
| 2. les rejets de l'installation et le contrôle de l'environnement | 71 |
| 2.1. autorisations de rejets et rejets effectifs | 72 |
| 2.2. les points soulevés par le CREPAN et le CRILAN | 75 |
| D. La question des stocks de matières et des déchets | 77 |
| 1. les stocks de matières conditionnées | 78 |
| 1.1. les matières nucléaires | 78 |
| 1.2. les stocks de déchets conditionnés | 82 |
| 2. la reprise des stocks de déchets non conditionnés | 83 |
| 2.1. une question importante dont la DSIN avait saisi le CSSIN | 83 |
| 2.2. la demande d'information et la participation à l'inspection de la DSIN/DRIRE du 15 octobre 1991 | 84 |
| E. Pour une communication plus complète de la COGEMA | 87 |
| CHAPITRE III : Maintenance, sûreté et sécurité des installations nucléaires à EDF | 89 |
| A. La mobilisation de l'exploitant et des autorités de sûreté et de radioprotection | 90 |
| 1. le renforcement de la sûreté en maintenance : une mise en action difficile | 91 |
| 1.1. les incidents de maintenance de 1989 | 91 |
| 1.2. le dialogue Autorité de sûreté - Electricité de France | 92 |
| 2. sécurité et maintenance : des déficiences criticables pour le suivi dosimétrique des personnels des sous-traitants et des intérimaires | 96 |
| 2.1. une question d'une extrême gravité | 97 |
| 2.2. l'attention de l'Office parlementaire d'évaluation | 98 |
| 2.3. un délai de 3 ans entre la décret instaurant une carte individuelle et l'arrêté permettant son entrée en vigueur | 99 |
| 2.4. le rôle central de l'exploitant dans le suivi dosimétrique | 101 |
| B. La sûreté de la maintenance, un problème de fond et de longue durée qui mérite une attention permanente | 104 |
| 1. la fiabilité et le vieillissement du matériel | 104 |
| 1.1. les programmes des organismes internationaux | 105 |
| 1.2. la demande du Japon d'un programme coopératif | 106 |
| 1.3. les programmes de l'EPRI aux Etats-Unis | 106 |
| 1.4. les recherches du CEA et de l'IPSN sur le vieillissement | 107 |
| 1.5. les actions et les projets d'EDF en matière de vieillissement | 109 |
| 2. facteurs humains et organisation du travail | 111 |
| 2.1. la structure des emplois | 112 |
| 2.2. organisation du travail | 114 |
| 2.3. modification des tâches, élévation du niveau culturel et motivation du personnel | 124 |

| | |
|---|------------|
| 2.4. quelques conditions de réussite pour cette évolution fondamentale d'EDF | 127 |
| CHAPITRE IV : L'action du système de contrôle de la sûreté et de la sécurité autour des réacteurs à neutrons rapides Phénix et Superphénix | 131 |
| A. Le fonctionnement du système de contrôle pour Phénix | 133 |
| 1. les résultats à l'actif de Phénix et son intérêt actuel. | 133 |
| 1.1. l'intérêt initial et les résultats de Phénix | 134 |
| 1.2. l'intérêt actuel de Phénix | 134 |
| 2. le phénomène de chute de réactivité | 135 |
| 2.1. la baisse de réactivité du 9 septembre 1990 | 135 |
| 2.2. les arrêts antérieurs et leur interprétation | 136 |
| 2.3. l'interprétation du phénomène de septembre 1990 | 137 |
| 3. l'organisation de la sûreté et son fonctionnement pour Phénix | 140 |
| 3.1. le cadre général de fonctionnement de Phénix | 140 |
| 3.2. le fonctionnement du groupe permanent "réacteurs" lors de la réunion du 12 septembre 1991 | 141 |
| 4. l'avenir de Phénix | 143 |
| B. Le fonctionnement du système de contrôle de la sûreté pour Superphénix et les enjeux de la situation actuelle | 144 |
| 1. la dimension européenne de Superphénix | 144 |
| 1.1. une société à plusieurs partenaires européens | 144 |
| 1.2. la participation à la construction de nombreuses entreprises différentes | 145 |
| 1.3. une collaboration européenne réduite pour la direction et l'exploitation | 147 |
| 2. historique des difficultés rencontrées par Superphénix | 148 |
| 2.1. les vibrations de structure avant la mise en service : octobre 1984 | 149 |
| 2.2. les tests de 1986 et le début de l'exploitation : 14 janvier - 26 mai 1987 | 150 |
| 2.3. la fuite du barillet : mars 1987 - janvier 1989 | 150 |
| 3. les principaux problèmes de sûreté et l'organisation afférente | 160 |
| 3.1. les principales caractéristiques techniques de Superphénix au regard de la sûreté | 160 |
| 3.2. la défense en profondeur | 161 |
| 3.3. le contrôle de la réactivité | 163 |
| 3.4. les incidences sur la sûreté de l'utilisation du sodium | 165 |
| 3.5. l'évacuation de la puissance résiduelle | 171 |
| 3.6. le confinement | 173 |
| 4. l'examen du projet de redémarrage par l'autorité de sûreté | 174 |
| 4.1. le rôle et les modes de fonctionnement des groupes permanents | 175 |
| 4.2. le contexte des réunions du Groupe permanent réacteurs sur Superphénix, les 10 et 17 octobre 1991 | 177 |
| 4.3. les améliorations en cours ou en projet de la sûreté à Superphénix, selon les travaux du Groupe permanent | 179 |
| 4.4. le fonctionnement du Groupe permanent réacteurs lors des réunions des 10 et 17 octobre 1991 sur Superphénix | 189 |
| 4.5. les autres contraintes - juridiques et socio-économiques - pesant sur Superphénix | 192 |
| 5. Le bon fonctionnement du système de contrôle de la sûreté | 206 |

| | |
|---|------------|
| CHAPITRE V : La nécessité du renforcement et de l'ouverture de l'autorité chargée de la radioprotection | 209 |
| 1. objectifs et méthodes d'une éventuelle réforme du SCPRI | 211 |
| 1.1. ne pas interrompre ou fragiliser le contrôle | 212 |
| 1.2. réaffirmer la responsabilité directe de l'Etat en matière de radioprotection | 213 |
| 1.3. une responsabilité en matière de réglementation et de contrôle qui ne peut appartenir qu'aux ministres de la santé et du travail | 213 |
| 1.4. ne pas séparer la réglementation du contrôle | 214 |
| 2. créer une Direction de plein exercice chargée de la radioprotection au ministère de la Santé | 214 |
| 2.1. la Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants directement rattachée au ministre de la santé | 215 |
| 2.2. le SCPRI, appui technique de la DPRI | 215 |
| 2.3. un système de contrôle de la sécurité symétrique de celui de la sûreté | 216 |
| 3. la nécessité de renforcer les moyens humains et budgétaires du SCPRI | 216 |
| 4. développer à la DPRI les études épidémiologiques | 217 |
| 4.1. les études portant sur une installation particulière | 217 |
| 4.2. l'étude générale du National Cancer Institute des Etats-Unis | 218 |
| 4.3. attribuer à la DPRI la responsabilité de la mise en oeuvre d'études épidémiologiques sur les risques induits | 219 |
| 5. quatre groupes permanents autour du Directeur de la DPRI | 219 |
| 6. développer le pluralisme des mesures sur des bases méthodologiques claires | 220 |
| 6.1. la méthode d'harmonisation des mesures | 220 |
| 6.2. la qualification des laboratoires | 221 |
| 6.3. mettre en place un réseau national dynamique de mesures de radioactivité | 222 |
| | |
| CHAPITRE VI : Les Commissions locales d'information | 223 |
| 1. les circonstances de la création des CLI et les résultats obtenus | 224 |
| 2. les projets du ministère de l'industrie en juin 1991 | 228 |
| 2.1. les améliorations apportées en 1990 par le ministère de l'industrie | 228 |
| 2.2. les mesures actuellement à l'étude au ministère de l'industrie | 229 |
| 3. des commissions d'information et de surveillance obligatoires pour un nombre étendu de sites nucléaires | 230 |
| 3.1. l'obligation de créer des commissions d'information | 230 |
| 3.2. un champ d'application plus étendu dans le domaine du nucléaire | 232 |
| 3.3. créer les CDIS dès avant l'enquête publique | 233 |
| 4. composition des CDIS et nomination de leurs membres | 234 |
| 4.1. les dispositions de la circulaire Mauroy | 234 |
| 4.2. le Président et la représentation des élus | 235 |
| 4.3. représentants des forces vives et personnalités qualifiées | 236 |
| 4.4. le cas des sites nucléaires frontaliers | 236 |
| 4.5. un nombre total de membres variant de 27 à 39 | 236 |
| 4.6. la possibilité de former des groupes de travail | 237 |
| 4.7. créer un Bureau de la CDIS | 238 |
| 5. missions des commissions d'information et de surveillance | 238 |
| 5.1. les missions des CLI selon la circulaire Mauroy | 238 |
| 5.2. approfondir le suivi du fonctionnement et l'étude de l'impact | 239 |

| | |
|---|-----|
| 5.3. mieux relayer l'information vers le public | 244 |
| 6. ressources humaines et financières des commissions | 245 |
| 6.1. les dispositions de la circulaire Mauroy | 245 |
| 6.2. la nécessité d'un secrétariat permanent de haut niveau | 246 |
| 6.3. la nécessité de prévoir des ressources financières conséquentes | 247 |
| 7. la coordination des commissions | 249 |
| 7.1. la Conférence nationale prévue par la circulaire Mauroy | 249 |
| 7.2. information mutuelle et concertation | 249 |
| 8. la nécessité de consacrer au plus vite par l'adoption d'une proposition de loi l'importance des Commissions d'information et de surveillance | 250 |

| | |
|---|-----|
| <i>Proposition de loi tendant à la création de Commissions départementales d'information et de surveillance des sites nucléaires civils</i> | 251 |
|---|-----|

| | |
|---|-----|
| REFERENCES DE LA PREMIERE PARTIE | 257 |
|---|-----|

DEUXIEME PARTIE

| | |
|---------------------|-----|
| INTRODUCTION | 265 |
|---------------------|-----|

| | |
|--|-----|
| CHAPITRE I : Les prémisses d'une compétition sévère pour les réacteurs du futur | 269 |
|--|-----|

| | |
|--|-----|
| A. Les perspectives de renouvellement ou d'extension du parc nucléaire installé | 273 |
|--|-----|

| | |
|---|-----|
| 1. les prévisions des organisations internationales et de groupes de réflexion de responsables de haut niveau | 274 |
| 1.1. la stagnation du nucléaire selon l'AIE | 274 |
| 1.2. le développement probable du nucléaire selon l'AEN-OCDE | 274 |
| 1.3. les vues prospectives d'instances privées ou informelles de haut niveau | 275 |
| 2. vers une relance du nucléaire dans différents pays ? | 276 |
| 2.1. les récents changements de perspectives dans les pays scandinaves | 277 |
| 2.2. la RFA vers un nouveau compromis énergétique ? | 279 |
| 2.3. la France et les conclusions du groupe de prospective "Energie 2010" du Commissariat général du Plan | 282 |
| 2.4. la déclaration commune de quatre pays européens pour la coopération nucléaire | 283 |
| 2.5. la nouvelle stratégie énergétique des Etats-Unis | 283 |
| 2.6. le Japon | 292 |
| 2.7. les nouveaux pays industriels | 294 |

| | |
|--|-----|
| B. Les forces en présence : le pôle Etats-Unis/Japon, le pôle Etats-Unis/Europe du nord et le pôle Europe communautaire | 295 |
|--|-----|

| | |
|---|-----|
| 1. les Etats-Unis : l'affaiblissement de Westinghouse et la puissance de General Electric | 298 |
| 1.1. l'affaiblissement de Westinghouse | 299 |
| 1.2. la puissance de General Electric et sa politique de coopération avec le Japon | 301 |
| 1.3. Combustion Engineering | 303 |
| 1.4. Babcock & Wilcox | 304 |
| 1.5. General Atomics | 304 |
| 2. les positions fortes mais menacées de l'industrie nucléaire européenne : ABB, Siemens-KWU, Framatome | 305 |
| 2.1. le Groupe Asea Brown Boveri (ABB) | 305 |
| 2.2. Siemens-KWU | 305 |
| 2.3. Framatome | 307 |

| | |
|---|------------|
| 3. le Japon : un futur géant du nucléaire ? | 308 |
| 3.1. un effort de recherche et développement considérable | 308 |
| 3.2. Hitachi, Toshiba et MHI, de futurs poids lourds du nucléaire mondial ? | 309 |
| 3.3. quelle avance l'Europe et les Etats-Unis peuvent-ils conserver et comment ? | 311 |
| CHAPITRE II : Les travaux menés dans le monde sur les réacteurs du futur : de multiples initiatives | 313 |
| A. La filière rapide et la filière haute température : la préparation du long terme | 314 |
| 1. la filière des réacteurs à neutrons rapides | 314 |
| 1.1. principes de base et principaux arguments en faveur de la filière à neutrons rapides | 314 |
| 1.2. le développement de la filière dans le monde | 318 |
| 1.3. L'expérience soviétique | 320 |
| 1.4. la filière rapide au Japon | 320 |
| 1.5. le projet européen E.F.R. | 328 |
| 1.6. la filière Integral Fast Reactor développée par le Laboratoire National d'Argonne (Etats-Unis) | 334 |
| 1.7. le réacteur ALMR de General Electric | 352 |
| 2. les réacteurs à haute température | 357 |
| 2.1. l'abandon de la filière HTR en RFA | 358 |
| 2.2. le réacteur ATR au Japon | 359 |
| 2.3. le projet de réacteur MHTGR développé par General Atomics aux Etats-Unis | 360 |
| B. La filière Candu, marginale mais vivace | 372 |
| 1. aperçus techniques élémentaires | 372 |
| 2. des succès répétés à l'exportation | 373 |
| 2.1. la confirmation des succès remportés en Corée du Sud | 373 |
| 2.2. les perspectives actuelles en Roumanie | 373 |
| 2.3. les perspectives en Uruguay | 374 |
| C. Les réacteurs à eau légère : des innovations technologiques mais aussi commerciales pour des horizons variés | 375 |
| 1. les projets de réacteurs de forte puissance : une évolution sans discontinuité par rapport aux réacteurs actuels | 377 |
| 1.1. le projet APWR (Advanced Pressurized Water Reactor) de Westinghouse | 377 |
| 1.2. le projet ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) de General Electric | 379 |
| 2. les projets de réacteurs de moyenne puissance | 386 |
| 2.1. des applications nouvelles pour les réacteurs nucléaires de moyenne puissance et de nouveaux marchés dans les nouveaux pays industriels et les PVD ? | 387 |
| 2.2. le réacteur AP-600 de Westinghouse | 389 |
| 2.3. le réacteur SBWR de General Electric | 399 |
| 2.4. le projet de réacteur SIR | 403 |
| 2.5. le projet de réacteur PIUS | 406 |
| 2.6. le projet de réacteur SPWR du JAERI (Japon) | 411 |
| D. Les dates importantes pour le processus de reprise | 413 |

| | |
|---|------------|
| CHAPITRE III : La situation française : la nécessité de dynamiser et de coordonner les développements | 415 |
| A. la problématique de la filière rapide en France | 416 |
| 1. la surgénération, un atout pour l'avenir énergétique de la France | 417 |
| 2. Superphénix, un prototype ambitieux | 417 |
| 3. un prototype malchanceux | 420 |
| 4. un redémarrage nécessaire avec une sûreté renforcée | 420 |
| 5. les recherches du CEA sur la filière surgénératrice | 4211 |
| B. Le contexte du choix des réacteurs à eau légère de l'avenir | 422 |
| 1. la nécessité de faire face à la croissance de la consommation en électricité dans les années à venir | 422 |
| 2. quelle place pour l'électricité et pour l'électricité nucléaire en France ? | 423 |
| 3. le renouvellement des réacteurs nucléaires en service | 424 |
| 4. la préservation de l'outil industriel nucléaire français | 425 |
| 4.1. Framatome, l'un des leaders mondiaux après 30 ans d'une croissance hyper-rapide | 425 |
| 4.2. la diminution des commandes due à la fin du programme français | 427 |
| 4.3. une diversification rapide et réussie | 427 |
| 4.4. une technologie devenue indépendante | 429 |
| 4.5. la construction d'îlots nucléaires et les services nucléaires, des activités vitales pour Framatome | 429 |
| 5. l'ouverture possible du marché français et l'exportation d'électricité | 430 |
| 6. la nécessité d'augmenter encore la sûreté du nucléaire de l'avenir | 431 |
| 7. la situation de départ | 432 |
| 7.1. le choix français des réacteurs de forte puissance | 433 |
| 7.2. la bonne compétitivité de N4 | 433 |
| C. Les acteurs en présence et les grandes lignes de leur approche des réacteurs à eau légère de l'avenir | 434 |
| 1. la stratégie de FRAMATOME/Nuclear Power International (NPI) | 434 |
| 1.1. le choix des réacteurs de puissance pour l'avenir | 434 |
| 1.2. une activité réduite mais réelle sur le marché national | 435 |
| 1.3. la coopération franco-allemande avec Siemens pour les marchés étrangers | 436 |
| 1.4. les grandes lignes du réacteur NPI | 438 |
| 1.5. une stratégie complémentaire : les études menées sur le réacteur convertisseur à variation de spectre - RCVS | 441 |
| 2. la stratégie d'EDF | 445 |
| 2.1. le palier N4 | 445 |
| 2.2. le programme REP 2000 | 447 |
| 3. l'action de l'autorité de sûreté | 449 |
| 3.1. l'initiative de la DSIN | 449 |
| 3.2. le calendrier du processus de concertation et les étapes à franchir selon la DSIN | 450 |
| 4. l'action de l'IPSN, soutien technique de l'autorité de sûreté | 451 |
| 4.1. la recherche sur la connaissance des phénomènes physiques | 451 |
| 4.2. les études globales | 452 |
| 5. l'action du CEA | 452 |
| 5.1. les recherches du CEA pour les réacteurs à eau légère du futur | 452 |
| 5.2. un effort budgétaire d'ampleur limitée | 453 |

| | |
|--|-----|
| <i>D. Les choix de sûreté pour les réacteurs à eau légère de l'avenir : divergences et points d'accord</i> | 455 |
| 1. retour d'expérience et sauts technologiques | 455 |
| 1.1. l'accord sur la nécessité d'utiliser le retour d'expérience | 455 |
| 1.2. continuité ou saut technologique | 456 |
| 2. les choix méthodologiques | 456 |
| 2.1. la défense en profondeur | 457 |
| 2.2. les études probabilistes de sûreté | 458 |
| 2.3. la prise en compte des accidents graves dans le dimensionnement | 460 |
| 3. la sûreté en exploitation | 462 |
| 3.1. les facteurs humains | 463 |
| 3.2. la maintenance | 465 |
| 3.3. le combustible | 465 |
| 3.4. la minimisation et l'optimisation des rejets | 466 |
| 3.5. l'arrêt du réacteur | 466 |
| 3.6. la sûreté à l'arrêt | 467 |
| 4. le renforcement du confinement | 467 |
| 4.1. la réduction des by-pass | 468 |
| 4.2. la dépressurisation de l'enceinte | 468 |
| 4.3. la suppression des possibilités d'explosion d'hydrogène | 469 |
| 4.4. la récupération du corium | 470 |
| 4.5. limiter les rejets et en particulier piéger le césium 137 | 470 |
| 5. l'utilisation de dispositifs passifs - parmi d'autres et si leur efficacité est démontrée - | 472 |
| <i>E. Les calendriers prévus pour le développement des réacteurs à eau légère du futur</i> | 474 |
| 1. l'objectif actuel de NPI/FRAMATOME : construire un nouveau réacteur en 1995 | 474 |
| 2. la politique d'EDF : au plus tôt 1998 pour la construction du REP du futur | 474 |
| 2.1. la date découlant du maintien de la politique de palier : 2001 | 475 |
| 2.2. le calendrier de REP 2000 : 1998 pour la construction du premier réacteur du futur | 476 |
| 3. le souci du long terme de l'autorité de sûreté | 477 |
| 3.1. un saut technologique pour le long terme | 477 |
| 3.2. la nécessité d'une pluralité de projets | 478 |
| 4. l'IPSN favorable à l'approfondissement de la coopération internationale | 478 |
| 4.1. la nécessité de la coopération internationale | 478 |
| 4.2. l'urgence d'une coopération accrue avec le GRS | 479 |
| <i>F. Mieux couvrir les besoins du marché et mieux inscrire dans les faits la coopération franco-allemande</i> | 479 |
| CONCLUSION DE LA DEUXIEME PARTIE | 482 |
| REFERENCES DE LA DEUXIEME PARTIE | 485 |
| RECOMMANDATIONS | 493 |
| EXAMEN ET ADOPTION DU RAPPORT PAR L'OFFICE PARLEMENTAIRE | 499 |
| SIGLES UTILISES | 503 |
| REMERCIEMENTS | 505 |

PERSONNALITES RENCONTREES

VISITE DE L'ETABLISSEMENT DE LA COGEMA A LA HAGUE - 12 ET 13 FEVRIER 1991

- . M. J-L RICAUD, Directeur de la Branche Retraitement
- . M. H. DELAUNAY, Directeur de l'établissement de la Hague
- . M. J. PIJSELMAN
- . M. W. FOURNIER
- . M. D HUGELMANN
- . M. J. KALIMBADJIAN
- . M. J-C BOUDRY
- . M. P. LEROY
- . M. P. GRANIER
- . M. H. SANCHIS
- . M. J. BETIS
- . M. F. JUTEAU
- . M. J-P MARTIN

. CHSCT

- . M. JAOUEN, CGC
- . M. LEMENNAIS, CGC
- . M. LEFEBVRE, CGT/FO
- . M. MELET, CGT
- . M. THOMAS, CGT
- . M. P. CANU, CFDT
- . Mlle GONTIER, CFDT
- . M. LEFEVRE, CFDT
- . M. QUETEL, CFDT
- . M. LACOUR, SPAEN

. RENCONTRES AVEC DES RESPONSABLES ET DES MEMBRES DE LA COMMISSION D'INFORMATION DE LA HAGUE ET DE LA COMMISSION D'INFORMATION DE FLAMANVILLE - 14 FEVRIER 1991

. *Commission d'information de la Hague*

- . M. B. CAUVIN, Député, Président de la Commission
- . Dr. A. COLLIGNON, secrétaire permanent
- . Mme J. BENARD, Présidente du CREPAN
- . M. P. BARBEY, CRILAN

. *Commission d'information de Flamanville*

- . M. C. GATIGNOL, Président

**PARTICIPATION EN TANT QU'OBSERVATEUR A L'INSPECTION INTERNE DU SPT D'EDF AU
CENTRE DE PRODUCTION NUCLEAIRE DE GRAVELINES - 26, 27 ET 28 FEVRIER 1991**

. Mission d'inspection - inspection nucléaire du SPT

- . Mme GAUJACQ
- . M. QUESNOY
- . M. HURST
- . M. RIEHL

. Agents du Centre de Production Nucléaire de GRAVELINES

- . M. LENS, Chef adjoint du CPN de Gravelines
- . M. TRONET, Chef de la Centrale 5-6
- . M. BULTEL, Chef de la SUT
- . M. DESIDERIO, Chef du Service Maintenance 5-6
- . M. LUCARINI, Chef du Service Moyens d'entretien de la SUT
- . M. BAETEMAN, Mission Sécurité Qualité du CPN
- . M. LAGODKA, Mission Sécurité Qualité du CPN
- . M. CODAL, Service Moyens d'Entretien de la SUT
- . M. BRUGIRARD, Chef du Service Machines Statiques SUT
- . M. BAZIN, Chef du Service Machines Tournantes SUT
- . M. MILLE, Service Machines Statiques
- . M. FATOUX, Service Maintenance Centrale 5-6
- . M. DECRETON, Service Maintenance Centrale 5-6
- . M. FOURNIER, Service Maintenance Centrale 5-6
- . M. PINTE, Service Machines Tournantes
- . M. BRUNIAUX, Adjoint Chef Service Maintenance Centrale 5-6
- . M. BRUZIN, Service Maintenance Centrale 5-6
- . M. LANOY, Chef du Service Conduite Centrale 5-6
- . M. CATRIX, Service Conduite Centrale 5-6
- . M. ANDRIANSEN, Service Moyens d'Entretien SUT

**VISITE DE LA CENTRALE PHENIX ET DES INSTALLATIONS DU CEA A MARCOULE - 11 MARS
1991**

- . M. TEBOUL, Directeur du Centre d'Etudes Nucléaires de la vallée du Rhône
- . M. BOUCHARD, Directeur des Réacteurs Nucléaires
- . M. GELEE, Chef de Département de la Centrale Phénix
- . M. BOURRIERES, Chef adjoint de la centrale (EDF)
- . M. ELIE, Adjoint au Chef de Département
- . Mme GIRAUD, Relations Extérieures de la Centrale Phénix
- . M. ROPERA, Relations Extérieures du Centre d'Etudes de la Vallée du Rhône
- . M. SAVINEAU, Chef du Service Physique
- . M. ALANCHE, Chef du Service Entretien
- . M. MORONI, Chef du Service Manutention
- . M. CARRIER, Chef du Service Conduite
- . M. GOUX, Attaché Sécurité
- . M. BATAILLE, Assistant Sécurité du Directeur de l'établissement COGEMA-Marcoule

VISITE DES INSTALLATIONS DU CEA A MARCOULE - 11 MARS 1991

- . M. J-Y BARRE, Directeur, Direction du Cycle du Combustible
- . M. VIALA, Chef du Département des Procédés de Retraitement
- . M. G. KOEHLI, Assistant du Chef du DPR
- . M. J-P CHAUDAT, Chef du Département de Retraitement et du Démantèlement
- . M. P. CAMINADE, Assistant du Chef du DERD
- . M. T. ARNAL, Chef du Laboratoire ATALANTE
- . M. R. DUBOST, Chef du Laboratoire de démantèlement des assemblages
- . M. J-C MANARANCHE, Adjoint du Directeur du Centre de Valrho
- . M. M. BATAILLE, Assistant du Directeur Sécurité COGEMA
- . Mme EPRON, Relations avec le Parlement

VISITE DU CENTRE DU CEA A CADARACHE - 12 MARS 1991

- . M. F. COGNE, Inspecteur général pour la Sûreté
- . M. CAZALET, adjoint au directeur du Centre
- . M. RECOLIN, chef des services de protection, prévention et contrôle
- . M. ANTOINE, responsable du déclassement de Rapsodie
- . M. CHALOT, chef du département de recherche en sécurité
- . M. TATTEGRAIN, essais de sûreté au DRS
- . M. DARDILLON, essais de sûreté au DRS
- . M. MEYER-HEINE, essais de sûreté au DRS

SEJOUR D'ETUDES AUX ETATS-UNIS - 25 MARS - 3 AVRIL 1991

. American Nuclear Energy Council

- . M. E. DAVIS, President
- . M. K.P. LAU, Vice-Président, Technical Programs

. Argonne National Laboratory

- . Dr. C. TILL, Associate Laboratory Director for Engineering Research
- . Dr. Y. CHANG, General Manager, Integral Fast Reactor Program Engineering Research
- . M. N. D. PETERSON, Special Assistant to the Strategic Planning Group

. Department of Energy - DOE

- . M. T.A. HENDRICKSON, Principal Deputy Assistant Secretary for Nuclear Energy
- . M. J. GRIFFITH, Associate Deputy Assistant Secretary for Reactor Systems Development and Technology
- . M. H. H. ROHM, Executive Director, Civilian Reactor Development, Office of Nuclear Energy
- . M. D. McGOFF, Associate Deputy Assistant Secretary for Reactor Deployment

. Dr. S. ROSEN, Director, Division of International Programs

. *Electricité de France International*

. M. H.C. HERBIN, Managing Director
. M. M. J. M. BOILLOT, Deputy Managing Director

. *Electric Power Research Power Research Institute - EPRI*

. M. J. TAYLOR, Vice-President - Nuclear Power
. M. T. MARSTON, Director, Advanced Reactors Development Division
. M. W. LAYMAN, Senior Technical Advisor, Advanced Reactors Development Department
. M. E. RODWELL, Project Manager
. M. G. GAMBIER, Project Manager, Loan-in from Electricite de France, Safety Technology Department, Nuclear Power Division, Représentant EDF

. *Framatome*

. M. R.W. DEVANE, Jr, President, Framatome USA, Inc.
. M. D. CHAVARDES, Director

. *General Atomics*

. M. N.E. CAREY, Senior Vice President
. M. R.E. DEAN, Senior Vice President, Reactor Group

. *General Electric*

. Dr. D.R. WILKINS, General Manager, GE Nuclear Energy
. M. R. BERGLUND, Manager, Advance Nuclear Technology
. M. Steven A. HUCIK, Project Manager - Kashiwazaki-Kariwa Units 6 and 7 Project Support
. M. R. W. SKROTSKY, Manager, C.N. Valdecaballeros Nuclear Project

. *MHB*

. M. G. MINOR,
. M. S. SHOLLY, Senior Consultant

. *NRC*

. Commissioner J. CURTISS
. Commissioner K. ROGERS
. M. J. TAYLOR, Executive Director for Operations
. M. F. MIRAGLIA, Deputy Director, Office of Nuclear Reactors Regulation
. M. H. DENTON, Director, Office of Governmental and Public Affairs
. M. H. FAULKNER, Senior International Police Officer, International Programs

. *NUMARC*

. M. Byron LEE, President and Chief Executive Officer (NUMARC)
. M. J. COLVIN, Executive Vice President and Chief Operating Officer (NUMARC)

. *Numatec, A COGEMA, Inc./SGN Company*

. M. W.J. GALLAGHER, President and Chief Executive Officer

. *O.T.A. Office of Technology Assessment*

. Dr. GIBBONS, Director

. M. A. CRANE, Senior Associate, Energy and Materials Program

. M. P.A. JOHNSON, Senior Associate, Oceans and Environment Program

. *U.S. Council for Energy Awareness (USCEA)*

. Dr. Ann BISCONTI, Vice President for Research and Program Evaluation (USCEA)

. *Westinghouse Electric Corporation*

- . M. Carlo CASO, General Manager, Nuclear and Advanced Technology Division
- . M. H. BRUSHI, Director Nuclear Plant Programs, Energy Systems Business Unit
- . M. R. BRUCE, Manager, Systems and Equipments Engineering
- . Mrs R. K. BECK, Senior Engineer, Advanced Plant Safety and Licensing
- . M. E. GERSTENHABER, Manager, International Operations, Energy Systems
- . M. J. THOMPSON, Project Engineer, French Technology Programs, Energy Systems Technology Divisions, International Operations
- . M. T. VAN DE VENNE, Engineering Manager, APWR Development
- . M. A. COURCOUX, Framatome USA, Inc., Représentant Framatome

**ENTRETIENS AVEC DES RESPONSABLES DE LA CENTRALE DE FESSENHEIM -
25 AVRIL 1991**

- . M. Jacques DAUMAS, chef de la Centrale
- . M. Christian CHAPUS, responsable de la communication
- . Mme Annick WALLER, chef de la mission sûreté-qualité
- . M. HARTMANN, laboratoire FSMM, EDF

VISITE DE LA CENTRALE DE CREYS-MALVILLE - 13 ET 14 MAI 1991

- . M. André LACROIX, Chef de Centrale
- . M. Jean DUBOIS, Chef de Centrale Délégué
- . M. Nello CRISAFULLI, Chef adjoint (ENEL), Mission gestion
- . M. Helmut LAUER (SBK), Chef Adjoint Délégué, Mission Liaison Recherche & Développement
- . M. Yves COUGOULIC, Chef du Service Administratif
- . M. Alain ROUX, Chef de la Mission Sûreté Qualité
- . Mme Brigitte D'HELLY, Mission Communication
- . M. Jean-François PESTEIL, Chef du Groupement Production
- . M. Bruno CORACA, Chef du Groupement Matériel
- . M. TREMEAU, responsable des visites

. *C.H.S.C.T.*

- *CGT* :

- . M. BARRET, Adjoint Chef de Quart
- . M. DOEUTEUF, Service du Combustible, Secrétaire du CHSCT
- . M. JOLY, Service Planification
- . M. LIMINANA, Services généraux, responsable CGT du site

- *CFDT* :

- . M. GIRARDIN, Service Calculateur
- . Docteur GALLINI MARTEL
- . M. GRULIN, Chef de la section Sécurité Radioprotection

. *Commission locale d'information de Creys-Malville, Commission départementale de surveillance des installations nucléaires de l'Isère*

- . M. B. SAUGEY, Président

MISSION D'INFORMATION AU JAPON - 4 AU 7 JUIN 1991

. *COGEMA - Japan Liaison Office*

- . M. J.A. de MONTALEMBERT, General Manager

. *The Federation of Electric Power Companies*

- . M. Kiyoshi NOZAWA, Vice-Chairman
- . M. Michio SUZUKI, General manager, Nuclear Power Division

. *Japan Atomic Energy Commission*

- . Dr. Takashi MUKAIBI, Acting Chairman

. *Japan Atomic Energy Research Institute*

- . M. Toyojiro FUKETA, Vice-President

. *Japan Atomic Industrial Forum, Inc.*

- . M. Kazuhisa MORI, Executive Managing Director

. *Mitsubishi Heavy Industries*

- . M. Masaki OKAMURA, General Manager
- . M. Yasuo KADOWAKI, Deputy General Manager
- . M. Tetsuo HINENO, Managing Director

. MITI - Agency of Natural Resources and Energy

- . M. Junichiro MUKAI, Deputy Director-General
- . M. Kikuji TATEISHI, Director, Nuclear Power Division, Public Utilities Department
- . M. Masahiro OKUDA, Deputy Director, Nuclear Power Division, Public Utilities Department
- . M. Shinichi TOMONARI, Deputy Director, Nuclear Power Division, Public Utilities Department
- . M. Junichi OGAWA, Nuclear Power Division, Public Utilities Department
- . M. Ryuko FUJII, Director, International Affairs on Nuclear Power Safety
- . M. Kazumasa KUSAKA, Director, Nuclear Energy Industry Division
- . M. Hiroshi KIMOTO, Deputy Director, Nuclear Energy Industry Division
- . M. Uichiro YOSHIMURA, Deputy Director, Nuclear Energy Industry Division

. NUPEC - Nuclear Power Engineering Test Center

- . M. Tsutomu INOUE, President

. PNC - Power Reactor and Nuclear Fuel

- . M. Hisayasu TANAKA, Executive Director
- . M. Tadatomo YAMAGUCHI, Director, International Division
- . M. Takashi YOSHIKAWA, Manager, International Cooperation Office, International Division
- . M. Kenji KOYAMA, Deputy Director, Nuclear Fuel Cycle Engineering Division
- . M. Hiroshi NAGAI, Senior Staff, Engineering Section, Reactor Technology Development Division
- . M. Kei NAKATA, Director, Safety Division
- . M. Ken YAMAMOTO, Senior Staff, Monju Construction Office

. SGN

- . M. J-J LAVIGNE, Technical Manager

. STA - Science and Technology Agency

- . M. Yoichiro OTSUKA, Deputy Director, Nuclear Safety Division
- . M. Kazuo SHIMOMURA, Director for Nuclear Safety Review (International Affairs), Nuclear Safety Policy Division
- . M. Shuichiro ITAKURA, Policy Division, Atomic Energy Bureau
- . M. Shigeo OKAYA, Research and International Affairs Division, Atomic Energy Bureau
- . M. Tomoyuki MURAKAMI, Research and International Affairs Division, Atomic Energy Bureau

. Toshiba - Nuclear Energy Division

- . M. Jiro KANI, General Manager
- . M. Nagao OGAWA, Assistant to General Manager
- . M. Morihilo SATO, Chief Specialist, Advanced Reactor Engineering Dept.
- . M. Jiro NIIDOME, Manager, Nuclear Engineering Administration Department

TABLES RONDES OUVERTES A LA PRESSE SUR LES COMMISSIONS LOCALES D'INFORMATION

mardi 9 juillet 1991 - matin

Présidents des Commissions locales d'information

Commission d'information de Civaux

- . Raphaël-Léonard TOUZE, Président de la Commission d'information de Civaux

Commission d'information de Creys-Malville

- . M. Bernard SAUGEY, Président de la Commission d'information de Creys-Malville

Commission d'information de Flamanville

- . M. Claude GATIGNOL, Député de la Manche, Président de la Commission d'information de Flamanville

Commission d'information de la Hague

- . M. Bernard CAUVIN, Député de la Manche, Président de la Commission d'information de la Hague

Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Loir-et-Cher

- . M. Michel EIMER, Président de la Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Loir-et-Cher (Saint Laurent-des-Eaux et site de stockage souterrain de gaz de Chémery)

Commission de surveillance de Fessenheim

- . M. Philippe ARNOLD, représentant M. Charles HABY, Président de la Commission de surveillance de Fessenheim
- . M. Philippe RICHERT, Président de la Commission Environnement du Conseil régional d'Alsace, Président du Comité de gestion du réseau de mesure de la radioactivité

Commission d'information de Golfech

- . Mme Suzanne GAZAL, Professeur à l'Université de Toulouse-Mirail, représentant M. Jean-Marie BAYLET, Président de la Commission locale d'information de Golfech

Commission d'information de Marcoule

- . M. Jean-Claude ARTUS, Professeur à la Faculté de médecine, CRLC de Montpellier, représentant M. Gilbert BAUMET, Président de la Commission locale d'information du Gard

Commission d'information de Saint Alban - Saint Maurice l'Exil

- . M. Gérard TOURNOUX, Chargé de mission, Conseil général de l'Isère

Commission d'information de Soulatnes

- . M. Michel ROCHE, Président de la Commission locale d'information de Soulatnes

Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Tricastin

- . M. Pierre JOUVENEL, Cabinet du Président du Conseil général de la Drôme, représentant M. Rodolphe PESCE, Président du Conseil général de la Drôme et de la Commission d'information auprès des grands équipement énergétiques du Tricastin
- . M. Arnaud REME, Directeur du Laboratoire départemental d'analyses de la Drôme, secrétaire de la Commission d'information du Tricastin
- . Mme Michèle RIVASI, Présidente de la Crie-Rad, expert de la Commission d'information auprès des grands équipement énergétiques du Tricastin
- . M. Gérard VEDRINES, Vice-Président du Conseil général de la Drôme et délégué à l'Environnement, représentant M. Rodolphe PESCE, Président du Conseil général et Président de la Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Tricastin

Autres participants

- . M. Gérard HUBER, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX
- . M. Jacques ROYEN, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX
- . M. Jean TASSART, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX

Observateurs

- . M. Axel BENZ, Journaliste, Cogema
- . M. Armand FAUSSAT, Adjoint au Directeur de l'Andra
- . M. Jérôme TESLER, Direction de la Communication, COGEMA

mardi 9 juillet 1991 après-midi

Représentants des exploitants

ANDRA

- . M. Henri-Edme WALLARD, Directeur
- . M. Armand FAUSSAT, Adjoint au Directeur
- . M. Michel NORAZ, représentant du CEA et de l'Andra sur le site de stockage de la Manche
- . M. Gérard BAZOT, Directeur du centre de stockage de l'Aube

CEA

- . Mme Pascale ANTONI, Directeur de la communication
- . M. Jean BAZIN, Directeur du centre d'études nucléaires de Saclay
- . M. Alain DEBIAR, Directeur central de la Sécurité

COGEMA

- . M. Jean CHARLADE, Directeur de l'établissement de Marcoule
- . M. Hugues DELAUNAY, Directeur de l'établissement de la Hague
- . M. Jean-Claude MAGNAC, Secrétaire général de la Cogema
- . M. Michel MICHALET, Directeur Chimie de l'Uranium et Défense
- . Mme Catherine TISSOT-COLLE, Direction de la communication de la Cogema

EDF

- . M. Jean-Pierre CHAUSSADE, Direction de la communication, Direction générale
- . M. Yves CORRE, Directeur de la Centrale de Saint Alban
- . M. Jacques DAUMAS, Directeur de la Centrale de Fessenheim
- . Mme Laurence HEZARD, division information-relations extérieures, Service de la Production Thermique (SPT)
- . M. Jacques LEGENDRE, Chef de l'Aménagement de la Centrale de Chooz B
- . M. Jean-Claude REINA, Direction, Centrale de Saint Alban - Saint Maurice l'Exil

Autre participant

- . M. Jean TASSART, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX

mercredi 10 juillet 1991 - matin

Représentants des associations de protection de l'environnement nationales ou participant aux Commissions locales d'information

- . M. Didier ANGER, Comité régional d'information et de lutte anti-nucléaire de Basse-Normandie (CRILAN), Commission d'information de Flamanville
- . M. Raymond AVRILLIER, FRAPNA-Isère, Commissions d'information de Creys-Malville et de Saint Alban - Saint Maurice l'Exil
- . M. Pierre BARBEY, Associations de protection de l'environnement, Commission d'information de la Hague
- . Mme Josette BENARD, Présidente du CREPAN, Commissions d'information de la Hague et de Flamanville
- . M. Roland CAIGNEAUX, Vienne Nature, Commission d'information de Civaux
- . M. Vincent COMPARAT, Coordination Energie-Développement de l'Isère, Commissions d'information de Creys-Malville et Saint Alban - Saint Maurice l'Exil
- . M. Olivier DEMARSON, Comité de sauvegarde de la Champagne méridionale, Commission d'information de Soulaines
- . M. Marc FAIVET, Amis de la Terre, Commission d'information auprès des grands équipements énergétiques du Tricastin
- . M. Daniel MESSELOT, Association du Val de Loire pour la Défense de la Qualité de la Vie, Commission d'information de Belleville-sur-Loire
- . M. André NAUDON, GSIEN, Commission d'information de Civaux

Observateurs

- . M. Jacques PIERI, Professeur d'université, Germetrad-CEA, Commission d'information du Carnet
- . Mme Tania RIAHI, Direction de la communication, Cogema

mercredi 10 juillet 1991 - après-midi

Représentants des syndicats, experts, médecins participant aux Commissions locales d'information, personnalités qualifiées

CFDT

- . M. André BAUDRY, Union départementale CFDT Isère, membre des Commissions d'information de Saint Alban et de Creys-Malville et de la Commission départementale de surveillance des installations nucléaires de l'Isère
- . M. André GUILLEMETTE, Union CFDT du secteur de Cherbourg, membre de la Commission d'information de la Hague
- . M. Jean TASSART, Secrétaire confédéral chargé de l'énergie, CFDT

CFTC

- . M. Michel ROUSSON, CPN de Bugey
- . M. Philippe GOURNAY, délégué régional Paris-Normandie

CGC

- . M. Bernard GIRAUDEL, CFE-CGC
- . M. Arnauld DE LEDINGHEN, CFE-CGC
- . Mme Gaëlle MABIRE, CFE-CGC, membre de la Commission d'information de la Hague

CGT

- . M. Jean-Pierre CREMONA, FNE-CGT
- . M. Pierre DUBOIS, FNE-CGT

CGT-FO

- . M. Jacky CHORIN, Fédération FO-EDF
- . M. Lucien EHRSAM, Fédération FO-EDF
- . M. Claude MAUGIN, Unsenric CGT - FO
- . M. Jean MONNIER, Fédération FO-EDF
- . M. René PELADAN, Unsenric CGT - FO
- . M. Christian WATREMETEZ, Unsenric CGT - FO

Experts près les Commissions départementales de sûreté nucléaire ou les Commissions d'information, personnalités qualifiées

- . M. Robert AUSSET, Expert - Ingénieur en génie atomique, membre de la Commission d'information de Flamanville
- . M. Auguste COLAS, Expert, Commission départementale de sûreté nucléaire de l'Isère
- . M. Michel COLCHEN, Professeur à l'Université de Poitiers, Président de la sous-commission sûreté-environnement, Commission d'information de Civaux
- . Docteur Albert COLLIGNON, conseiller scientifique, secrétaire de la Commission d'information de la Hague
- . M. Marc DOUSSET, Expert en radioprotection, membre des Commissions d'information de la Hague et de Flamanville
- . Mme Suzanne GAZAL, Professeur à l'Université de Toulouse Mirail, Commission d'information de Golfech
- . M. Michel PECQUEUR, membre du Conseil scientifique de l'Office parlementaire d'évaluation, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX
- . M. Jacques PIERI, Professeur d'université, Germetrad-CEA, Commission d'information du Carnet
- . M. Jean PRONOST, Expert près la Cour d'appel de Paris
- . Mme Monique SENE, Présidente du GSIEN, membre de la Commission d'information de la Hague

Fédération Française de l'Agriculture

- . M. Patrice MOREAU, Chargé de communication

Société Française de Radioprotection

- . M. Laurent STRICKER, Président

Autres participants

- . M. Jacques ROYEN, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX

jeudi 11 juillet 1991 - matin

Pouvoirs publics

Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire

- . M. Jean ANCIAUX, Préfet, Secrétaire général

Commissariat à l'énergie atomique

- . M. Jean TEILLAC, Haut Commissaire
- . M. Michel MARTINOT, Directeur, Cabinet du Haut Commissaire
- . M. Denis FLORY, Cabinet du Haut Commissaire

Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN)

- . M. Jean TEILLAC, Vice-Président, représentant M. Maurice TUBIANA, Président

Ministère de l'Industrie

- . M. Michel LAVERIE, Directeur de la Sûreté des Installations nucléaires
- . M. Dominique MAILLARD, Directeur du gaz, de l'électricité et du charbon (DIGEC - DGEMP)
- . M. Claude MANDIL, Directeur Général de l'Energie et des Matières Premières
- . M. Xavier QUIN, Chef de la division sûreté nucléaire, Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE) de Champagne-Ardenne

Ministère de la Santé

- . M. Jean-Pierre MORONI, chef de département, Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI), représentant M. Pierre PELLERIN, Directeur

Ministère de l'Environnement

- . M. Hubert LEGRAND, conseiller technique, Cabinet de M. Brice LALONDE

Autres participants

- . M. Gérard HUBER, Chef de département, Association Descartes - MRT, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX
- . Mme Hélène LANGEVIN, membre du Conseil scientifique de l'Office parlementaire d'évaluation, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX
- . M. Jacques ROYEN, membre du Groupe de travail sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires constitué par M. BIRRAUX

Observateurs

- . Mme Julie HAZEMANN, Wise Paris
- . M. Patruik LAVILLEON, Rédacteur en chef, Enerpresse
- . Mme Ann MACLACHLAN, Nucleonics Week
- . Mme Juliette ROCACHE, Direction de la communication, COGEMA

jeudi 11 juillet 1991 - après-midi

Représentants de la Presse

- . M. Patruik LAVILLEON, Rédacteur en chef, Enerpresse
- . M. Mycle SCHNEIDER, Wise Paris

TABLE RONDE DU 25 SEPTEMBRE 91 : SURETE NUCLEAIRE DANS LES PAYS DE L'EST

- . **AIEA**
 - . M. THOMAS, Department of Nuclear Energy and Safety
- . **AEN**
 - . M. ROYEN, Nuclear Safety Division
- . **CEE**
 - . M. FINZI, Nuclear Safety Research, DG XII
- . **CEA**
 - . M. COGNE, Inspecteur général pour la sûreté nucléaire
- . **COGEMA**
 - . M. GIRAUD, Directeur adjoint Contrats et Transports - Branche Retraitement
- . **EDF**
 - . M. CARLE, Directeur général adjoint
 - . M. GUIMBAIL, Direction Production-Transport
 - . M. BEAUCHESNE, Direction des Affaires Internationales
- . **Framatome**
 - . M. PANOSSIAN, Directeur délégué aux techniques nucléaires
- . **WANO**
 - . M. BARRET, Direction des Affaires Internationales
- . **CFDT**
 - . M. TASSART
- . **CFTC**
 - . M. DRAPPIER
 - . M. P. GOURNAY
 - . M. M. ROUSSON
- . **CGC**
 - . M. JOURDAN, UNCM (EFG-GDF)
 - . M. GIRAUDEL, Enermines
- . **CGT-FO**
 - . M. MONNIER
- . **DSIN**
 - . M. LAVERIE, Directeur de la Sûreté nucléaire
 - . M. SCHERRER, Directeur adjoint
- . **IPSN**
 - . Mme CHASSAGNE, Présidente du Comité de Direction
 - . M. RASTOIN, Directeur
 - . M. QUENIART, Directeur délégué à la sûreté
- . **DGEMP**
 - . M. KALUZNY, Service nucléaire
- . **SCPRI**
 - . M. PELLERIN, Directeur

TABLE RONDE DU 1ER OCTOBRE 1991 : MAINTENANCE ET SURETE NUCLEAIRE

- . **Experts**
 - . M. PETIT, Professeur à l'Université de Bordeaux, membre à titre d'expert du groupe permanent "Réacteurs"
 - . M. J-C WANNER, Ingénieur général de l'armement

- . **CEE**
 - . M. PELE, Nuclear Safety Research, DG XII
- . **EDF**
 - . M. CARLIER, Chef du SPT
 - . M. DUPRAZ, Directeur de la Centrale de Cattenom
 - . M. MERCIER, Comité de Direction du SPT
 - . M. SCHMITT, Comité de Direction du SPT
- . **CEA**
 - . M. COGNE, Inspecteur général pour la sûreté nucléaire
- . **COGEMA**
 - . M. DELAUNAY, Directeur adjoint du Retraitement
- . **Framatome**
 - . M. LE CORRE, Directeur des Services nucléaires
- . **CFDT**
 - . M. GAUDIN
 - . M. ZERBIB
- . **CFTC**
 - . M. DRAPPIER
 - . M. P. GOURNAY
 - . M. M. ROUSSON
- . **CGT**
 - . M. CREMONA
 - . M. NEPVEU
- . **DSIN**
 - . M. LAVERIE, Directeur de la Sûreté nucléaire(DSIN)
 - . M. CHEVET, chef de la 2ème sous-direction, DSIN
- . **ISPN**
 - . M. D. QUENIART, Directeur délégué à la sûreté
- . **SCPRI**
 - . M. PELLERIN, Directeur
- . **Cabinet du ministre de l'environnement :**
 - . M. SCHAPIRA

TABLE RONDE DU 2 OCTOBRE 1991 : LES REACTEURS NUCLEAIRES DU FUTUR

- . **AEN**
 - . M. ROYEN, Nuclear Safety Division
- . **CEA**
 - . M. LALLEMENT, Inspecteur général
 - . M. SCHWARTZ, Chef du département de thermodynamique et de physique, Direction des Réacteurs Nucléaires
- . **IPSN**
 - . M. D. QUENIART, Directeur délégué à la sûreté
- . **Framatome / NPI**
 - . M. VIGNON, Executive Vice-President, NPI
- . **EDF**
 - . M. BACHER, Directeur délégué de l'Equipement

. *CFTC*

- . M. DRAPPIER
- . M. P. GOURNAY
- . M. M. ROUSSON

. *DSIN*

- . M. LAVERIE, Directeur de la Sûreté nucléaire

. *SCPRI*

- . M. PELLERIN, Directeur

. *Cabinet du ministre de l'environnement*

- . M. SCHAPIRA

PARTICIPATION EN TANT QU'OBSERVATEUR A LA VISITE D'INSPECTION DE LA DSIN/DRIRE DE
BASSE-NORMANDIE A L'ETABLISSEMENT DE LA HAGUE/UP2 - 15 OCTOBRE 1991

. *DSIN/DRIRE*

- . M. FLODERER
- . Mlle SUPERVIL

. *IPSN :*

- . M. MARTINEAU
- . M. WEBER

. *COGEMA*

- . M. HUGELMAN
- . M. FANTON
- . M. KNIEBIHLI
- . M. DUTERTRE

RESUME

Depuis l'année dernière, l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques porte son attention sur le contrôle de la sûreté et la sécurité des installations nucléaires.

Ainsi par son entremise, le Parlement examine le fonctionnement des instances chargées du contrôle d'une industrie de haute technologie, qui joue un rôle éminent dans la production d'électricité et préoccupe largement les citoyens.

*

**

En décembre 1989, le débat sur l'énergie à l'Assemblée nationale confirme l'existence d'une demande de plus grande transparence du système de contrôle du nucléaire. Différentes propositions sont faites comme la création d'une Haute Autorité du nucléaire ou la dévolution au Parlement de la supervision du système de contrôle.

Les Bureaux des deux Assemblées considèrent alors qu'il convient de saisir l'Office pour 1990 d'une mission d'examen de l'organisation du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires dans notre pays.

L'Office se fixe alors comme objectifs d'**informer** sur l'organisation du contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaires et de **proposer des améliorations éventuelles** pour accroître encore le niveau de sûreté et de sécurité.

Celui-ci, conscient des objectifs de la saisine et de ses moyens, n'entend se substituer ni aux responsables de la sûreté et de la sécurité (les exploitants eux-mêmes) ni aux autorités chargées du contrôle.

L'Office examine le système de contrôle : il fait oeuvre de "**contrôle du contrôle**", tâche qui participe bien des missions du Parlement.

Le rapport de l'Office publié en décembre 90 comporte 30 propositions d'améliorations de l'organisation du contrôle de la sûreté et de la sécurité. Un grand nombre d'entre elles ont été mises en oeuvre par le Gouvernement.

Le rapport 1991 de l'Office sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité nucléaire, que je présente seul, poursuit la démarche entreprise l'année dernière.

*

**

Mon objectif est celui de l'Office : **informer.**

Ma méthode : **observer sur le terrain.**

Ma philosophie : **la transparence.**

C'est ainsi que sur le terrain, j'ai étudié cette année au cours de nombreuses visites, l'organisation interne de la sûreté et de la sécurité des exploitants. En tant qu'observateur, j'ai participé à une inspection des services internes de contrôle d'EDF ainsi qu'à une mission d'inspection de la DSIN.

Quant à l'organisation du système de contrôle, je l'ai observée sur pièce et sur place et dans différentes instances de discussion et de conseil, comme le groupe permanent réacteurs.

Le rapport rend compte de mes observations et comprend bien sûr des propositions d'amélioration, tant il est vrai que la sûreté exige un effort continu, quel que soit le niveau atteint.

Mais ce rapport et ces propositions ne représentent pas la totalité de la contribution de l'Office à l'information du Parlement et de l'opinion.

Les tables rondes ouvertes à la presse que j'ai organisées sur les commissions locales d'information, la sûreté nucléaire dans les Pays de l'Est, la sûreté et la maintenance et les réacteurs du futur procèdent de ma volonté de promouvoir la transparence dans le nucléaire.

Toutes les parties prenantes - entreprises, syndicats, pouvoirs publics, organisations internationales, organisations de protection de l'environnement - ont pu s'y exprimer et confronter leurs points de vue. Les comptes-rendus sténographiques en seront intégralement publiés prochainement en annexe au rapport.

Mettre toutes les pièces du dossier du contrôle de la sûreté et de la sécurité sur la table, atteindre une transparence complète, telle est mon ambition et celle de l'Office.

La transparence est non seulement l'exigence de la démocratie mais celle aussi d'une efficacité toujours accrue du contrôle de la sûreté nucléaire.

Cette volonté de transparence est aujourd'hui mieux comprise, même si elle est parfois difficilement acceptée.

On trouvera dans le rapport ci-joint des informations qui sans être chacune des révélations dignes de faire les manchettes des journaux, étaient jusqu'ici, me semble-t-il réservées à des cercles restreints ou à des publications très techniques.

Il me semble important de porter devant les parlementaires et l'opinion des données simples mais précises qui permettent à chacun de se forger une idée personnelle sur les questions touchant le nucléaire tel qu'il existe dans notre pays.

Si la plupart de mes demandes d'information ont reçu un bon accueil, il me faut aussi reconnaître que des progrès peuvent encore être faits dans certains cas. A cet égard, quelques propositions du rapport appellent certains exploitants à plus de transparence et à une information plus active et plus complète.

De même, il me paraît que l'information sinon les mesures sur la radioactivité dans l'environnement sont perfectibles. Les situations de départ - les points zéro - doivent être mieux connus. Des données plus détaillées sur les différents radioéléments doivent être diffusées, notamment pour des éléments dont la seule dénomination, comme le plutonium, suscite des craintes dans l'opinion.

Une autre proposition du rapport dans le domaine de l'information et de la transparence est celle qui vise à consacrer et à renforcer par un statut législatif les actuelles commissions locales d'information.

Le Président de l'Office parlementaire d'évaluation, M. Jean-Yves Le Déaut, déposera dans les prochains jours, la proposition de loi que j'ai présentée à l'Office et que celui-ci a adoptée.

Ce texte résulte des suggestions formulées par les quelques cent membres des CLI actuelles qui ont bien voulu participer à mes tables rondes de juillet dernier.

Il figure dans les recommandations et sera sans doute encore légèrement modifié dans sa forme, notamment pour tenir compte de ce qui est du domaine de la loi et de ce qui est du domaine réglementaire.

Mais l'esprit de la proposition est fixé : il s'agit, de renforcer ces instances qui ont joué un rôle considérable - notamment à Fessenheim et à la Hague - et à qui il convient de donner des moyens de fonctionnement et d'expertise suffisants pour qu'elles assurent leurs fonctions d'information et de surveillance encore plus efficacement.

*
* *

Si j'ai tout au long de cette année, par mes visites sur le terrain - 42 jours de mission - montré l'intérêt du Parlement pour le nucléaire et contribué à la transparence de ce dernier, je suis aussi à même de donner mon appréciation sur le fonctionnement du système de contrôle des installations nucléaires en 1991.

Mon opinion est que ni l'Etat ni les exploitants ne doivent mesurer les moyens de sûreté consacrés à l'amélioration de la sûreté et de la sécurité nucléaires, tant il est vrai que celles-ci exigent un effort continu quel que soit le niveau atteint.

S'agissant de l'Etat, j'appelais de mes vœux l'année dernière un renforcement de l'autorité de sûreté. La transformation du SCSIN en DSIN a eu

lieu comme je le demandais. Des créations de postes ont été faites. Mais le renforcement ainsi effectué reste insuffisant. Des moyens supplémentaires en hommes sont nécessaires, à la **DSIN** et dans les **DRIRÉ**. Par ailleurs, l'autorité de sûreté doit être à même de proposer des évolutions de carrière à ses cadres afin que le retour d'expérience ne soit pas annihilé par une rotation trop importante du personnel.

L'engagement de l'Etat dans les domaines de la radioprotection et des mesures dans l'environnement doit être confirmé et accru. La grave question du suivi **dosimétrique des travailleurs extérieurs à EDF**, employés des sous-traitants et travailleurs intérimaires, a de nouveau été soulevée il y a quelques semaines. A cet égard, je ne peux que constater que l'Etat a mis trois ans pour publier le texte d'application du décret de 1988 qui seul permet de mettre en oeuvre le système à juste titre contraignant de suivi médical de ces travailleurs. Un tel délai est inacceptable.

Constatant d'ailleurs que l'autorité chargée de la protection contre les rayonnements ionisants ne bénéficie pas de moyens adéquats, je propose une **réforme administrative** qui vise à impliquer davantage les ministres de la Santé et du Travail dans le suivi de ces questions.

Pour l'essentiel, il s'agit de créer auprès du ministre de la Santé, une organisation analogue à celle de la sûreté, avec une **Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants** directement rattachée au ministre, assistée de groupes permanents d'experts et dotée de son appui technique, le SCPRI. Il convient également de dégager des moyens pour faire effectuer par la DPRI des études **épidémiologiques rigoureuses** sur les risques induits par les rayonnements ionisants.

Les moyens affectés à la sûreté par les exploitants eux-mêmes ne doivent pas non plus être sous-dimensionnés. Ainsi, par exemple, pour avoir observé directement sur le terrain ses effets, je sais l'ambition et l'intérêt de la réforme engagée par EDF dans le domaine de la maintenance.

Il n'entre pas dans les attributions de l'Office de s'ingérer dans les affaires internes d'un exploitant, mais il est clair que la sûreté implique pour tout changement d'organisation une approche prudente et vérifiable dans ses résultats, non seulement par l'exploitant lui-même mais également par l'autorité de sûreté.

Il faut aussi que, quelles que soient les circonstances, les exploitants ne soient pas amenés du fait de contraintes techniques ou économiques à faire passer au second plan les impératifs de la sûreté. Les exploitants n'ont pour l'instant jamais succombé à de telles tentations. Mais, s'il s'avérait que le vieillissement de certaines centrales diminuait à certains moments les capacités de production, du fait d'arrêts pour réparation, il conviendrait de restaurer des marges de capacité par différents moyens - nucléaire ou autre - afin que jamais la sûreté ne passe au deuxième rang des priorités.

Le souci de la sûreté nucléaire porte au premier chef sur nos installations. Mais il concerne aussi celles des autres pays, et en particulier celles des Pays de l'Est.

Je ferai deux remarques concernant l'Office à cet égard :

- d'une part la table ronde que j'ai organisée et qui a rassemblé tous les protagonistes, a bien montré toutes les difficultés de ce problème : politiques, techniques et économiques;

- d'autre part l'Office reste très préoccupé cette année comme l'année dernière par la modestie des actions engagées.

C'est pourquoi l'Office, dans une de ses recommandations, demande solennellement à l'autorité de sûreté de renforcer sa coopération technique avec les Pays de l'Est.

*
**

L'ampleur des moyens à affecter à la sûreté et à la sécurité des installations nucléaires est une question qui concerne tout autant l'avenir que le présent.

Non seulement l'énergie nucléaire ne pourra être continuée à être utilisée à l'avenir que si sa sûreté est totale - y compris dans les Pays de l'Est -, mais des progrès continus et avérés doivent être enregistrés dans ce domaine sur les nouveaux modèles de réacteurs mis en service.

Relevant un nombre important d'articles dans les revues spécialisées sur les réacteurs du futur, je me suis livré à une enquête, je crois approfondie, sur tous les projets de réacteurs en cours d'étude ou de développement, en France et à l'étranger, en privilégiant l'analyse de leurs caractéristiques de sûreté.

Dans ce foisonnement de projets dont le plus grand nombre sont encore théoriques, il est possible de distinguer les réacteurs pour le court-moyen terme des réacteurs pour le long terme. Il est également nécessaire de faire une distinction entre les réacteurs de forte puissance - les plus répandus actuellement - et les réacteurs de faible ou moyenne puissance à qui certains experts prédisent un grand avenir.

Parmi les filières pour le long terme, j'ai en particulier examiné de près la filière des réacteurs à neutrons rapides. L'analyse des difficultés rencontrées par Phénix et Superphénix est présentée dans mon rapport, en utilisant les travaux du groupe permanent réacteurs auquel j'ai pu participer en tant qu'observateur.

Ma conclusion est simple à cet égard. Je peux témoigner que l'organisation du contrôle de la sûreté dispose de moyens adéquats pour établir un diagnostic précis et clair de la sûreté de ces installations. Je peux témoigner également qu'aucune autre considération que celle de la sûreté n'entre dans ses décisions.

Mes rencontres avec des experts américains et japonais et les informations que j'ai pu obtenir sur les projets étrangers montrent aussi que la filière des réacteurs à neutrons rapides peut constituer aussi une voie d'avenir à explorer pour l'approvisionnement énergétique à long terme, comme il en existe aussi sans doute d'autres.

Or la France a accumulé un savoir-faire important dans les technologies des réacteurs à neutrons rapides. Il ne faut ni surestimer l'intérêt de cette filière ni mésestimer son potentiel et le savoir-faire français.

Dans la mesure où l'exigence de sûreté des essais est remplie dans les conditions posées par l'autorité de sûreté, pourquoi ne pas poursuivre les recherches si Gouvernement qui en a la responsabilité le décide ?

J'examine dans mon rapport d'autres filières pour le long terme, mais le gros des travaux de définition des nouveaux réacteurs concerne les réacteurs à eau légère, pressurisée ou bouillante, envisagés pour le début du siècle prochain.

Je ne cacherai pas que le dynamisme des réflexions en cours à l'étranger, tant sur le plan technique que sur celui de la promotion ou du marketing, m'a impressionné. Je fais état, dans le rapport, des projets dont j'ai pu être informé - ils sont à peu de chose près tous décrits.

Par comparaison, la situation française me paraît en demi-teinte. Notre constructeur national, Framatome, qui, par ses références, est l'un des deux premiers constructeurs mondiaux, a choisi de poursuivre le développement de son réacteur N4 dont les premières tranches devraient entrer en service au plus tard vers 1995.

N4 selon l'exploitant EDF dispose d'une marge de compétitivité importante, même par rapport aux projets de réacteurs de même puissance en cours de définition.

Pour les années 2000 et pour les marchés étrangers, Framatome a fait le choix d'une coopération approfondie avec Siemens au sein de leur filiale commune NPI (Nuclear Power International).

Mais, si ce choix tient effectivement compte du fait qu'il ne peut y avoir en Europe deux modèles de réacteurs à eau pressurisée de même catégorie, en revanche un certain nombre des difficultés subsistent.

NPI s'attache à définir un réacteur du futur mais pour les seuls marchés étrangers selon les accords actuels. Il me semble acquis que ce réacteur ne pourra jamais connaître le succès si la France ou l'Allemagne ou les deux n'en démontrent pas l'intérêt sur leurs sols respectifs. Par ailleurs, il faut aussi que les autorités de sûreté française et allemande harmonisent leurs approches de sûreté dans la perspective d'un produit commun.

C'est pourquoi l'Office estime qu'une impulsion au plus haut niveau politique doit être donnée pour obtenir un approfondissement réel de la coopération franco-allemande dans le domaine de la sûreté nucléaire, dans celui de la coopération industrielle et pour que les exploitants adoptent une

position claire et soutiennent les projets en cours. L'autorité de sûreté est attentive à cette question mais ne peut à elle seule remplir cette mission.

*
* *

Transparence, sûreté pour le présent et préparation de la sûreté future, tels ont été mes trois objectifs et ceux de l'Office pour cette année, dans le domaine du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires.

L'intérêt de mes interlocuteurs pour notre démarche est manifeste, comme le sont aussi les contributions des uns et des autres à son succès. Je souhaite le souligner en faisant part, pour terminer, de la passion qui m'a animé dans cette mission et de mon sentiment d'avoir servi le Parlement et fait un peu progresser la démocratie.

INTRODUCTION GENERALE

L'une des recommandations du rapport 1990 de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires proposait la reconduction de l'étude et définissait un certain nombre de domaines d'investigation nouveaux dont notamment :

- le contrôle de l'autorité de sûreté sur le déroulement des réformes en cours à l'IPSN et à EDF
- le suivi des recommandations de l'Office
- des études complémentaires sur le contrôle de la sûreté, avec notamment l'organisation de la sûreté au CEA et à la COGEMA et les réflexions en cours pour Phénix et SuperPhénix, notamment sur le point de savoir si des moyens existent pour expertiser les problèmes actuels
- le suivi des projets relatifs à l'augmentation de la sûreté des réacteurs et à la création des nouveaux réacteurs dits à sûreté passive renforcée
- et toute autre question d'actualité dans le domaine de la sûreté des installations nucléaires.

Le Bureau de l'Assemblée nationale ayant renouvelé la saisine de l'Office sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires dans sa réunion du 20 décembre 1990 et l'Office ayant prorogé votre Rapporteur dans ses fonctions, il a été possible de commencer dès le début février les travaux de recherche d'information sur le terrain et de consultation d'experts et de responsables du nucléaire.

Le présent rapport rend compte des informations rassemblées par votre Rapporteur sur les sujets prévus par la saisine.

Ce rapport comprend deux parties.

La première partie commence avec l'examen de l'organisation interne du contrôle de la sûreté au CEA et à la COGEMA.

Le fonctionnement du système de contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires est ensuite étudié pour trois dossiers particulièrement

importants : la réforme de la maintenance à EDF, le suivi des incidents survenus à Phénix et les travaux menés sur Superphénix.

Sur la base des observations faites en 1990 et en 1991 par l'Office, des modifications sont ensuite proposées pour l'organisation de la radioprotection et pour les commissions locales d'information.

La deuxième partie est consacrée aux travaux menés dans le monde et en France sur les réacteurs du futur.

La position de la France dans la compétition mondiale qui commence est examinée. Mais c'est principalement sous l'angle de la sûreté que les principales caractéristiques des projets de réacteurs étudiés en Europe, aux Etats-Unis et au Japon sont décrites. La sûreté des réacteurs du futur dépend en effet des choix qui vont être faits dans les prochains mois.

PREMIERE PARTIE

FONCTIONNEMENT DU CONTROLE

CHAPITRE I

L'ORGANISATION DE LA SURETE AU CEA

Le CEA, en matière de sûreté, possède deux caractéristiques essentielles.

D'une part, c'est le CEA qui est à l'origine de l'ensemble de l'appareil de sûreté français, l'approche générale organisationnelle étant née dans ses cadres et les organisations dans ses structures, avant d'accéder à l'autonomie.

D'autre part, la multiplicité des installations nucléaires de types différents et d'un objet particulier - à savoir la recherche et le développement - ont conduit à une organisation spécifique, largement décentralisée et adaptée à des types de contraintes spécifiques, que, d'ailleurs, dans un mouvement inverse à celui des années passées, la direction du CEA tente de faire évoluer vers davantage de cohérence et d'unité.

Les observations qui suivent résultent :

- d'une présentation complète, le 13 mars 1991, de l'historique de la sûreté au CEA et de la situation actuelle, faite par l'inspecteur général de la sûreté nucléaire du CEA, M. F. COGNE [1]

- d'une présentation de l'organisation de la sûreté au Centre de Cadarache, faite le 12 mars 1991

1. HISTORIQUE DE L'ORGANISATION DE LA SURETE ET DE LA SECURITE NUCLEAIRES EN FRANCE

La création d'une organisation de la sécurité nucléaire précède, en France comme dans beaucoup d'autres pays, celle de la sûreté.

La sûreté et la sécurité des installations nucléaires sont, depuis les origines du CEA, placées sous la responsabilité du Haut Commissaire, qui outre celles-ci exerce celle de la lutte contre les nuisances.

1.1. la sécurité nucléaire

Dès le début des années 50, une grande importance est donnée à la radioprotection. La création du Service de Contrôle des Rayonnements SCRGR intervient en conséquence.

C'est à partir de ce noyau de base que seront créés à la fois le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) et en interne le SPR (Service de Protection contre les Rayonnements).

La structure suivante est alors en vigueur au CEA, à la fin des années 50:

- le Haut Commissaire est en charge de la radioprotection,
- le SCRGR assure la mise en oeuvre de cette responsabilité.

Le SCRGR comprend trois services : le SPR (service de protection contre les rayonnements), le DPR (département de protection) et le DB (département biologie).

1.2. la sûreté nucléaire

Sur le plan de la sûreté, l'organisation se met en place un peu plus tard.

En 1960, la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) est créée, avec, à sa charge, la sûreté des piles, la sûreté des sites, la criticité, la sûreté des transports, tous domaines dévolus à des sous-commissions correspondantes. La CSIA est assortie d'une Inspection de la sûreté des installations atomiques et prendra ultérieurement le nom de Commission Centrale de Sûreté des Installations Atomiques (CCSIA).

En 1963 est publié le décret définissant les installations nucléaires de base et le régime de leur autorisation de création et de fonctionnement, comprenant la présentation de rapports de sûreté. Simultanément est créée la Commission interministérielle des installations nucléaires de base.

Electricité de France fait appel à la CSIA pour la surveillance de la sûreté de ses installations jusqu'en 1967.

En 1967, sont créés des groupes ad hoc d'experts, portant sur une centrale particulière, qui préfigurent d'une certaine manière les groupes permanents.

La création d'un département de la sûreté nucléaire (DSN) au CEA intervient en 1971.

Le Département de Sûreté Nucléaire (DSN) du CEA donnera naissance en 1973 au Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires. Simultanément sont créés les groupes permanents "réacteurs" et "usines".

Sur le plan de l'organisation interne du CEA, le Département Protection (DPR) et le Département Sûreté Nucléaire (DSN) sont rassemblés au sein de l'IPSN -Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire - .

Les autres dates importantes pour l'historique de l'organisation de la sûreté sont les suivantes :

- création en 1973 du Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire (CSSN) qui deviendra en 1986 l'actuel CSSIN

- la création en 1976 du secrétariat général de la Commission interministérielle de la sûreté nucléaire

- la création d'un poste d'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire à Electricité de France, en 1981

- la création d'un même poste au CEA en 1990.

Ainsi donc, le Commissariat à l'Energie Atomique est à l'origine de l'organisation du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, en ayant préfiguré les structures à l'intérieur de sa propre organisation, avant de les "dupliquer" à l'extérieur pour constituer l'organisation de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires de notre pays [F. COGNE, op.cit.].

Afin de tirer les enseignements d'un certain nombre d'incidents et de moderniser les structures de la sûreté et de la sécurité, le CEA a engagé une réforme dans ces domaines, réforme qui est à mi-parcours.

2. L'ORGANISATION DE LA SURETE AU CEA

L'organisation de la sûreté au CEA a subi des modifications au cours des années récentes. La complexité de la question fait que la réforme n'était pas terminée en mars 1991.

L'esprit de la réforme est de créer auprès de chaque échelon décisionnel un échelon de contrôle de la sûreté.

Une première innovation a consisté en la création d'une inspection nucléaire à partir de l'inspection de la sûreté des installations atomiques dont le domaine d'action privilégié initial est constitué par les installations classées secrètes.

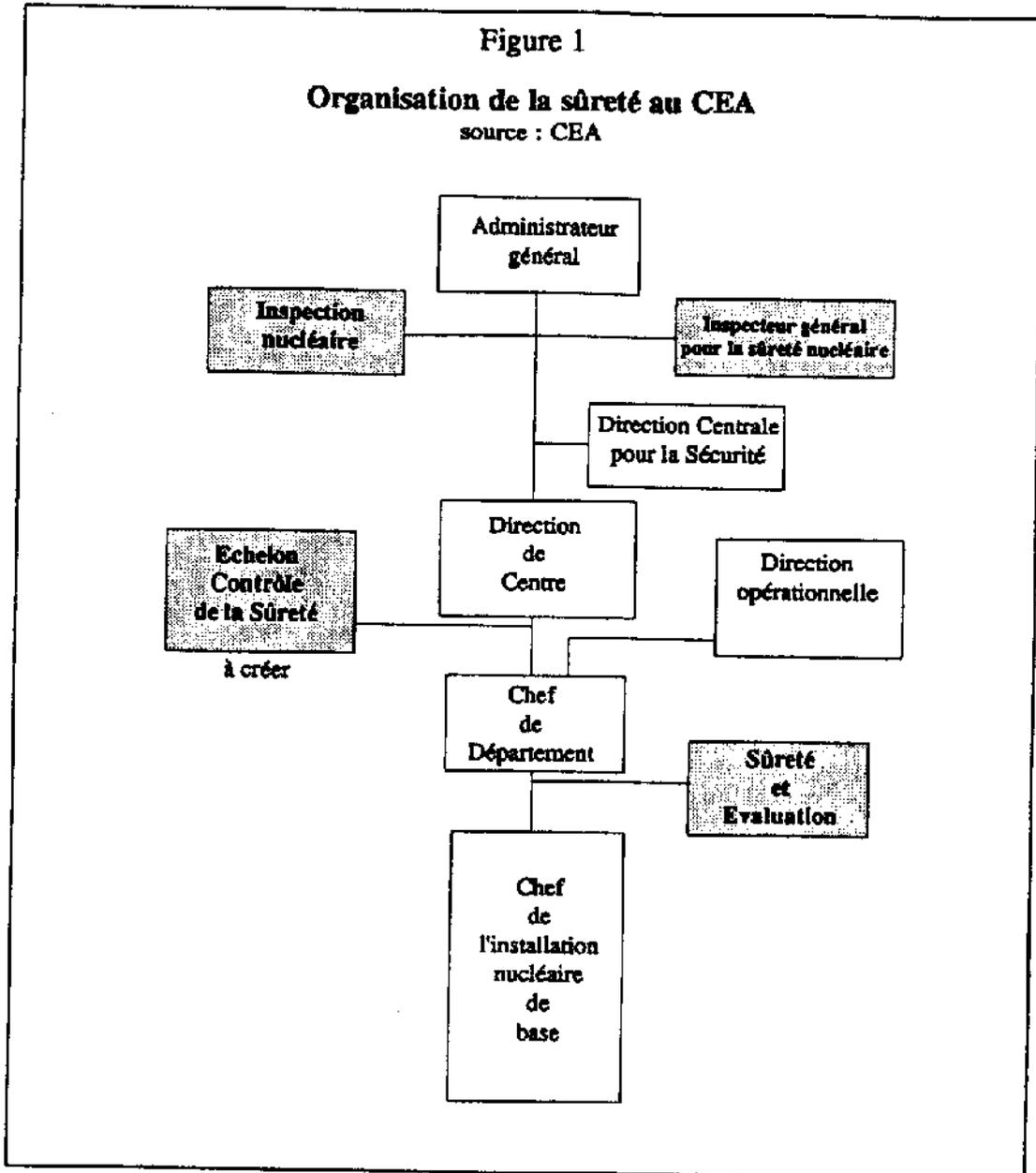
Par ailleurs, comme il a été dit plus précédemment, un poste d'inspecteur général de la sûreté nucléaire a été créé en 1990 qui rapporte directement des problèmes de sûreté à l'Administrateur général du CEA.

Une particularité du CEA est que le Directeur de Centre a autorité sur tout ce qui se passe sur son centre.

L'échelon contrôle de la sûreté placé auprès du Directeur du Centre était à créer en mars 1991.

Le chef de département dispose auprès de lui d'une cellule de sûreté et d'évaluation, composée de physiciens et d'ingénieurs.

Le schéma d'ensemble de l'organisation de la sûreté au CEA est présenté figure suivante.



Cette organisation d'ensemble est doublée d'une organisation décentralisée de la sûreté et de la sécurité sur le terrain.

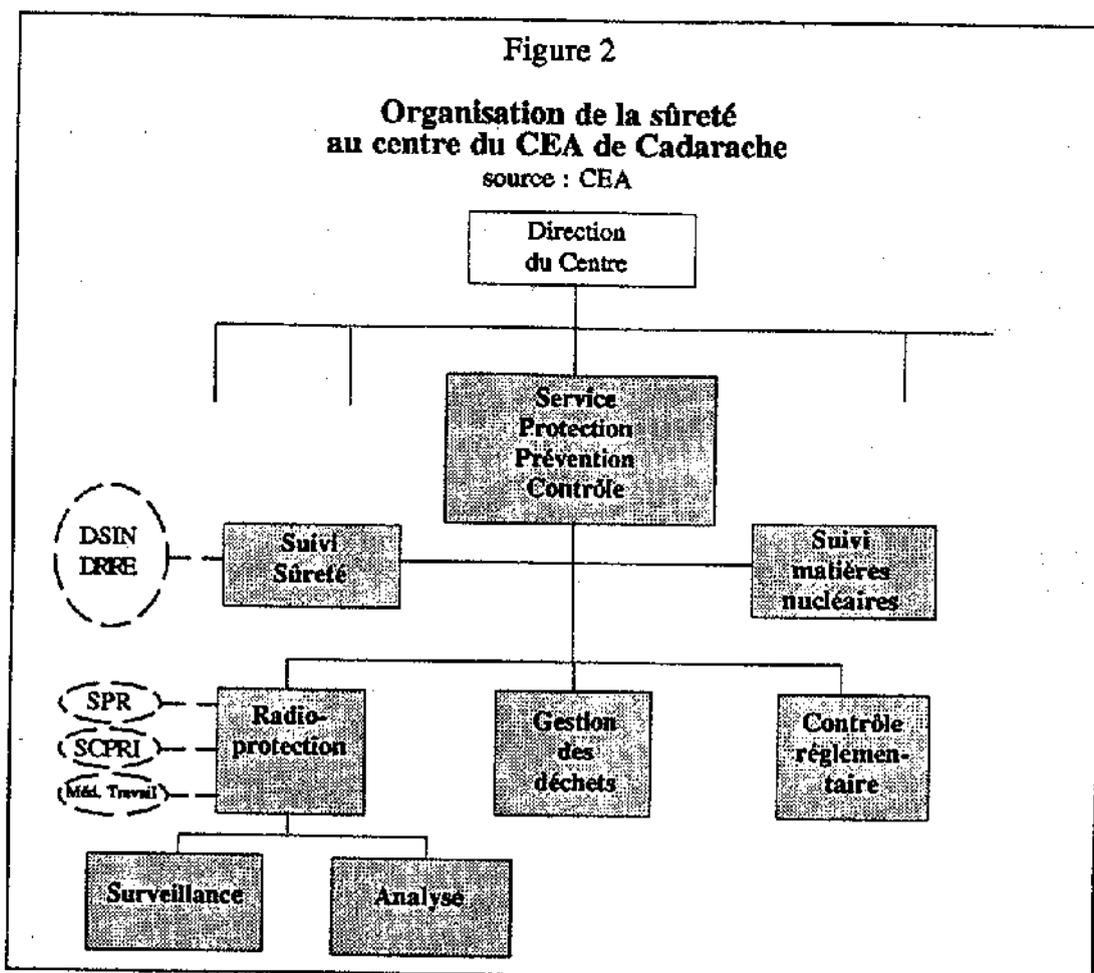
3. L'EXEMPLE DE L'ORGANISATION DE LA SURETE POUR PHENIX ET AU CENTRE D'ETUDES NUCLEAIRES DE CADARACHE

L'organisation précédente est déclinée dans les différents centres du CEA.

Dans le cas de Phénix, le Directeur opérationnel dispose d'un département mécanique et thermique et d'un département études des réacteurs. Ces départements ont comme fonction d'apporter au Directeur opérationnel le savoir faire du CEA dans tous les domaines, y compris celui de la sûreté.

Le Chef du Département Phénix est assisté d'un échelon sûreté-qualité, qui a lui-même été flanqué d'un comité d'experts pour l'examen des problèmes de réactivité mis en évidence pour le réacteur en 1990.

Dans le cas du Centre de Cadarache, l'organisation de la sûreté est présentée sur la figure suivante.



A titre d'exemple de la complexité des centres du CEA, le Centre de Cadarache comprend 21 installations nucléaires de base.

Le service de radioprotection comprend 110 personnes, dont 90 sont en permanence sur le terrain. Il est en relation avec le SPR du CEA, avec le SCPRI et la médecine du travail.

A noter une structure de gestion des déchets compétente pour la station de traitement des effluents avant rejet et pour l'entreposage du combustible.

La présence, sous la même autorité hiérarchique du Directeur du Centre, des services chargés de la gestion des installations et du service chargé de la radioprotection, constitue la principale critique faite contre le système actuel.

Il est à noter qu'il n'existe pas de commission locale d'information à Cadarache. Le centre a comblé le vide juridique par une pratique d'information spontanée.

4. UNE REFORME D'UNE GRANDE COMPLEXITE

Equipements de recherche et développement pour la plupart, les installations nucléaires de base font l'objet d'un type d'utilisation qui rend complexe l'organisation de la sûreté.

Les équipes utilisant les installations sont souvent d'une composition changeante. Les travaux menés ne sont pas d'une nature fixe. Les chercheurs utilisant les installations sont de qualifications très diverses, souvent d'un niveau élevé sur le plan théorique mais faible dans le domaine de la radioprotection.

La structure duale des centres peut aussi rendre plus complexe l'impulsion des mesures d'ensemble.

C'est pourquoi la réforme en cours est une oeuvre de longue haleine, compte-tenu de la multiplicité des installations à risque et de l'appel difficile mais nécessaire à une augmentation de la culture sûreté dans un milieu très divers et d'un effectif très important, celui de la recherche et du développement au CEA.

CHAPITRE II

L'ORGANISATION DE LA SURETE ET DE LA SECURITE DES INSTALLATIONS DE LA COGEMA A LA HAGUE ET LA QUESTION DES STOCKS DE PRODUITS RADIOACTIFS

L'organisation de la sûreté et de la sécurité à l'établissement de la COGEMA à la Hague constitue le deuxième point des compléments que votre Rapporteur a reçu pour mission d'apporter au rapport de l'Office parlementaire d'évaluation pour 1990 qui s'était attaché à décrire en premier lieu l'organisation d'Electricité de France.

Les informations qui constituent la base des développements présentés ci-après résultent des activités suivantes de votre Rapporteur :

- visite du site et présentation de l'organisation de la sûreté et de la sécurité des installations de la Hague, les 12 et 13 février 1991
- entretiens avec les membres de la Commission d'information de la Hague, le 14 février 1991 : M. Bernard CAUVIN, député de Cherbourg, Président de la Commission, Dr. Albert COLLIGNON, secrétaire permanent de la Commission, Mme Josette BENARD, Présidente du CREPAN, membre du CSSIN, M. Pierre BABEY, membre du CRILAN
- participation, en tant qu'observateur, à l'inspection de la DRIRE sur le stockage des produits de fission, le 15 octobre 1991.

Outre la description de l'organisation de la sûreté et de la sécurité à la Hague, votre Rapporteur s'est efforcé d'obtenir un tableau actuel et précis de la reprise des déchets anciens non conditionnés.

A. UN SITE D'UNE IMPORTANCE TECHNOLOGIQUE ET ECONOMIQUE CONSIDERABLES

Décidée en 1960 par Pierre GUILLAUMAT, l'implantation d'une usine de retraitement à la Hague devient effective en 1966 avec le démarrage d'UP2 qui a pour but le retraitement des combustibles de la filière graphite-gaz d'EDF. En 1976, la Cogema est créée. En 1983, débutent les travaux de construction d'UP3.

En 1991, le site de la Hague occupe 300 hectares, comprend 25 bâtiments, emploie 3000 salariés de la Cogema, 2000 employés de prestataires et fait vivre environ 20 % de la population de la presqu'île du Cotentin [2].

L'historique de la Hague montre une progression de l'importance à la fois technologique et économique du site de la Hague, en réponse au choix fait par la France du retraitement.

1. HISTORIQUE DU SITE DE LA HAGUE

La première usine de retraitement établie en France est l'usine de Marcoule UP1, qui, en 1958, débute son exploitation à des fins militaires.

En 1956, le premier réacteur nucléaire français construit à des fins de production d'électricité livre ses premiers kilowattheures : il s'agit du réacteur uranium naturel-graphite-gaz de Marcoule G-1, qui sera définitivement arrêté en 1968 [3].

. le retraitement de combustible UNGG à UP2 de 1966 à 1976

Le combustible des centrales uranium naturel-graphite-gaz utilisé initialement subit une modification pour un meilleur fonctionnement en réacteur. Toutefois, ce combustible se conserve mal en piscine. Il doit donc être retraité. Ce choix est ultérieurement confirmé, essentiellement pour des raisons de rendement énergétique et donc économique.

En 1966, l'usine de retraitement UP2 de la Hague entre en service et jusqu'en 1976 traite le combustible des centrales UNGG.

En 1970, Electricité de France fait le choix de passer à la filière des réacteurs à eau pressurisée et à l'uranium enrichi (PWR-REP).

. la conversion d'UP2 au combustible REP

Afin de rendre possible le retraitement du combustible de ces réacteurs, l'atelier HAO (Haute Activité Oxyde) commence à être construit à la Hague dès 1971. Il faut en effet pouvoir recevoir en piscine les combustibles dont les caractéristiques physiques sont très différentes;

En 1976, commence à la Hague le retraitement des combustibles usés des centrales REP d'EDF. La modification progressive des ateliers d'UP2 est réalisée pour prendre en compte les nouvelles caractéristiques des combustibles à retraiter qui, par rapport aux combustibles UNGG présentent un conditionnement différent, une structure chimique différente et des taux d'irradiation très supérieurs.

Entretemps, le premier réacteur à eau légère en service en France - Fessenheim 1 - est couplé au réseau le 6 avril 1977. Après trois ans de séjour dans le cœur et un an de stockage en piscine, le premier combustible REP français est réceptionné à la Hague en 1982. UP2 a dans l'intervalle retraité du combustible étranger.

En 1987, le traitement des combustibles UNGG est transféré à Marcoule. UP2 se consacre exclusivement au combustible REP.

. la construction d'UP3 et d'UP2-800

L'année 1977 voit deux événements fondamentaux pour l'avenir de l'établissement de la Hague :

- la signature avec six pays (Belgique, Pays-Bas, Suisse, RFA et Japon) de contrats de retraitement des combustibles usés de 31 compagnies d'électricité provenant de 67 réacteurs, ces contrats débouchant sur la création d'UP3, financée par les clients étrangers [4], [5] et [6]

- le lancement par M. André GIRAUD et Georges BESSE des projets UP3 et UP2-800, extension en capacité avec réévaluation de sûreté d'UP2.

L'enquête publique relative au programme d'extension des usines de la Hague est réalisée. Les décrets d'autorisation de création d'UP3 et d'UP2-800 sont publiés en 1981.

. la mise en service d'UP3

Les travaux de réalisation d'UP3 commencent en 1983.

Le démarrage partiel d'UP3 est autorisé en novembre 1989, à l'exception de l'atelier de dissolution T1 et de l'atelier de vitrification T7.

En novembre 1989, le cisailage du premier élément combustible qui, en l'occurrence, provient de la centrale nucléaire japonaise d'Ohri, débute à l'atelier HAO d'UP3. Un premier lot de 8 tonnes de combustible est dissout fin novembre 1989 de manière à constituer la première charge retraitable dans UP3.

Le programme de production d'UP3 consiste de la fin 1989 à la mi-1990 en le retraitement d'une centaine de tonnes de combustible, permettant d'amener progressivement les ateliers T2, T3 et T4 à leurs conditions industrielles.

La mise en service actif de l'atelier de tête T1 de cisailage-dissolution des combustibles usés est réalisée le 23 août 1990.

Le 15 octobre 1991 débutent les opérations de cisailage de la quatre millièrme tonne de combustible à eau légère à UP3 [7].

. la construction d'UP2-800

Grâce à des travaux de complément ou de remplacement de certaines installations existantes, l'usine UP2 doit voir sa capacité portée d'un peu plus de 400 tonnes par an à 800 tonnes par an.

UP2-800 bénéficie des avancées technologiques acquises lors de la réalisation d'UP3.

L'atelier de vitrification R7 d'UP2-800 commence à produire en 1989.

UP2-800 devrait commencer à produire de façon significative en 1994 et pourra retraiter non seulement les combustibles à eau légère mais aussi les combustibles MOX.

. les unités communes à UP2 et à UP3

D'autres constructions sont entreprises pour compléter par des ateliers communs, les installations d'UP2 et d'UP3.

Ainsi, l'atelier STE3 procède au bitumage des boues de traitement des effluents depuis 1990. Les ateliers AD2 et EDS-EDT permettent le conditionnement et l'entreposage des déchets à partir de 1990.

Fin septembre 1991, trois enquêtes publiques sont déclenchées par les autorités en préalable à la mise en oeuvre de plusieurs projets sur le site .

Ces projets sont les suivants : l'accroissement de la capacité des piscines de stockage de combustibles usés, le classement en tant qu'installation classée pour la protection de l'environnement du bâtiment de contrôle des mesures d'environnement et la construction d'un incinérateur de détritux non radioactifs [8].

L'établissement de la Hague est donc un site en permanente évolution, avec une extension de ses capacités de retraitement pouvant atteindre 1600 t environ par an vers 1995.

Le bilan d'activité de la Hague est le suivant :

- 4 893 tonnes de combustible UNGG retraités de 1966 à 1987
- 3 428 tonnes de combustibles eau légère entre 1976 et 1990.

2. UN ENSEMBLE DE TECHNOLOGIES DE HAUT NIVEAU

Les années 76-81 sont considérées comme des années d'apprentissage par la Direction de la Branche retraitement de la COGEMA [9]. A partir de 1982, en intégrant le retour d'expérience, la montée en puissance peut s'effectuer et les tonnages retraités augmenter.

Simultanément, le progrès technique est systématiquement intégré.

. le choix de l'automatisation et de la remise à niveau permanente

Le choix fondamental est celui fait lors du passage obligé du retraitement des combustibles issus des centrales UNGG à celui des centrales à eau pressurisée (REP).

Les combustibles REP sont en effet beaucoup plus irradiés avec 35 000 MWjour/tonne que les combustibles des centrales UNGG (6 000 MWjour/tonne).

Le choix est donc fait, dès la construction de HAO de recourir autant que le permet l'état de l'art aux process automatisés et au "remote control" ou commande à distance.

Cette orientation est encore approfondie lors de la construction d'UP3.

Le retour d'expérience d'UP3 est à son tour intégré lors des travaux d'extension d'UP2 qui subit une remise à niveau dans le domaine de la sûreté et de la sécurité de manière à atteindre, voire à dépasser, les standards d'UP3.

. la maîtrise des process automatisés en milieu hostile

Plusieurs indicateurs permettent de mesurer les progrès effectués : l'évolution de l'exposition radiologique du personnel, celle des rejets et du volume des déchets.

Le tableau suivant donne l'évolution de l'exposition annuelle moyenne par agent et pour l'ensemble du personnel.

Tableau 1

Evolution de l'exposition radiologique du personnel de la Hague
source : Cogema

| | 1976 | 1990 |
|------------------------------|--------------|---------------|
| par agent | 4,72 mSv | 0,58 mSv |
| pour l'ensemble du personnel | 8,9 HmSv/MWe | 0,34 HmSv/MWe |

Ainsi, lors du passage du combustible UNGG au combustible REP dix fois plus irradié, il n'y a pas eu d'augmentation des doses reçues par le personnel. C'est le changement de technologie qui a permis d'atteindre ce résultat.

Par ailleurs la dose collective rapportée au MWe diminue de plus d'un facteur 10.

Si la chimie du retraitement et le conditionnement des matières énergétiques récupérées et des déchets sont relativement simples dans leurs principes, deux contraintes majeures ont nécessité la mise en place de dispositifs complexes.

La radioactivité des matières oblige à travailler avec une protection parfaite contre les rayonnements et à éviter toute contamination. Par ailleurs, pour diminuer l'exposition des travailleurs et augmenter les rendements, la télémanipulation a cédé la place dans la plupart des cas à des process automatisés.

L'informatique joue en conséquence un rôle majeur et omniprésent à la Hague.

La conduite et la supervision des installations de l'établissement de la Hague reposent sur un ensemble informatique d'une étendue et d'une complexité exceptionnelles.

Le système informatique comprend plusieurs niveaux [10]:

- les automates programmables
- les systèmes de conduite des processus continus et des processus discontinus
- un système d'aide au diagnostic, qui offre une assistance à l'opérateur en cas de panne, localise celle-ci et en mesure l'incidence
- la gestion technique de l'usine qui s'appuie sur une base de données hors du commun
- un centre de maintenance des logiciels permet un audit permanent des logiciels et la détection des erreurs
- un réseau Ethernet le plus grand d'Europe réparti sur les 50 bâtiments
- 1 500 terminaux/micro-ordinateurs.

La sécurité a présidé à tous les développements, en imposant la redondance des matériels et des réseaux ainsi que la vérification permanente et automatique des logiciels utilisés.

La COGEMA et ses filiales SGN et USSI Ingénierie dispose vraisemblablement d'un leadership mondial non seulement dans le retraitement mais également dans l'ingénierie de process industriels automatisés.

Le Japon a reconnu cette avance en confiant à la COGEMA la réalisation de son usine de retraitement de Rokkasho Mura, d'une capacité de 800 tonnes par an, et copie conforme d'UP3.

3. UNE IMPORTANCE ECONOMIQUE MAJEURE

L'établissement de la Hague est aujourd'hui le pivot de la position de première entreprise mondiale de la COGEMA dans le domaine du retraitement. L'importance de l'établissement de la Hague est également majeure dans le département de la Manche.

3.1. la moitié des capacités mondiales et la plus grande partie du marché mondial

Le choix du retraitement a été fait par d'autres pays que la France : la Grande-Bretagne, la RFA jusqu'à un passé récent et le Japon.

. l'abandon du retraitement en RFA

La loi atomique allemande du 23 décembre 1959 stipule que les pouvoirs publics et les compagnies d'électricité doivent s'efforcer de développer un programme de fin de cycle du combustible.

C'est dans cet esprit que l'installation pilote de retraitement WAK est développée et mise en fonctionnement à Karlsruhe. Cette installation est de faible capacité.

La RFA se lance également dans la préparation d'une grande usine de retraitement à Wackersdorf en Bavière.

Compte-tenu des orientations de la politique énergétique allemande, l'usine de Wackersdorf est abandonnée en 1990. L'installation WAK de Karlsruhe l'est à son tour en avril 1990, après avoir retraité au total 80 tonnes depuis 1975.

. le choix confirmé de la Grande-Bretagne en faveur du retraitement

La Grande-Bretagne dispose depuis 1975, à Sellafield, d'une usine de retraitement d'une capacité de 1 200 tonnes par an, consacrée au combustible Magnox.

Une usine supplémentaire d'une capacité de 1 200 tonnes par an est en construction à Thorp, pour le retraitement des combustibles des réacteurs AGR et des réacteurs à eau légère.

. les ambitions du Japon en matière de retraitement

Le Japon dispose, depuis 1977 et par l'intermédiaire de PNC, à Tokai Mura, d'une usine de retraitement qui enregistre une production cumulée de 700 tonnes depuis son entrée en service.

La nouvelle usine de Rokkasho Mura de JNFS doit être d'une capacité de 800 tonnes par an et doit démarrer en 1998.

. conserver un marché rentable

L'ensemble des contrats d'UP3, usine au demeurant entièrement financée par les clients, devrait engendrer un chiffre d'affaires d'environ 35 milliards de francs en devises pour la France, de 1990 à l'an 2000 [J. SYROTA, op.cit.].

Le souci de la COGEMA est de conserver durablement une part du marché mondial qui devrait voir s'accroître la compétition, du fait de l'apparition de capacités excédentaires de retraitement dans d'autres pays.

En 1991 intervient la signature de contrats de retraitement pour l'après 2000 avec des électriciens allemands pour un montant d'environ 10 milliards de F de chiffre d'affaires [11].

3.2. une importance économique majeure pour le département de la Manche

L'importance de l'établissement de la Hague pour le nord Cotentin est aujourd'hui majeure. Choisie pour sa densité de population très faible et son éloignement de zones habitées d'importance majeure, cet ensemble géographique a subi un bouleversement de son tissu économique et social [12].

Le chantier de construction de la Hague a employé jusqu'à 8 000 personnes. En 1991, les personnels des entreprises extérieures assurant les travaux d'amélioration et d'extension des installations emploient 2 000 personnes, dont 1 500 pour les travaux neufs. Un grand nombre de salariés de la filière technique ont pu trouver un emploi sur place. Des procédures de fin de chantier ont permis d'atténuer l'impact de la réduction des effectifs [13] et [14].

Les effectifs employés à la Hague, ou dont les emplois dépendent de la Hague, sont les suivants :

- 3 000 agents COGEMA
- 2 000 employés de prestataires travaillant pour l'établissement
- 1 000 personnes employées par des entreprises locales travaillant dans les usines de celles-ci pour la COGEMA.

Selon les indications données à votre Rapporteur, ce sont environ 25 000 familles qui dépendent de la COGEMA dans le département de la Manche.

La COGEMA a fait don de 300 millions de F aux collectivités locales pour la réalisation d'équipements routiers et de travaux publics divers et a avancé plus de deux milliards de F remboursables pour le financement de ces équipements.

Le montant de la taxe professionnelle versée par l'établissement de la Hague devait en 1991 s'élever à 150 millions de F et devrait atteindre en régime de croisière, lorsque l'usine UP2-800 fonctionnera à pleine charge, 300 millions de F.

On voit donc l'importance économique majeure de l'établissement de la Hague pour le nord Cotentin.

B. LES PRINCIPAUX ENJEUX ET L'ORGANISATION DE LA SURETE

La sûreté de l'établissement de la Hague repose en premier lieu sur sa conception - adaptée aux risques spécifiques d'une usine de retraitement - et en deuxième lieu sur l'organisation et les règles de l'exploitation.

On présente dans la suite le fonctionnement du système de contrôle de la sûreté lors de la création et de la construction de la Hague.

1. LES CONDITIONS PREDOMINANTES DE LA SURETE DANS LE CAS DU RETRAITEMENT

Les deux facteurs essentiels pour la sûreté sont le confinement et le refroidissement.

A cet égard, une usine de retraitement est très différente d'un réacteur.

Les températures de fonctionnement sont très inférieures à celles d'un réacteur. Les pressions atteintes sont également inférieures à celles des réacteurs à eau légère, voire peu différentes de la pression atmosphérique.

Enfin, les opérations présentent des constantes de temps importantes, ainsi pour les étapes de dissolution ou de précipitation. Elles peuvent généralement être fractionnées et ordonnancées en fonction de critères non seulement techniques mais aussi organisationnels.

2. LE PREMIER PILIER DE LA SURETE : LA CONCEPTION

La sûreté d'une usine de retraitement repose en premier lieu sur des dispositions techniques de conception.

La sûreté de conception a trois moteurs :

- le progrès de conception et le progrès technologique de réalisation
- le retour d'expérience : ainsi UP3 intègre les leçons d'UP2 et UP2-800 intègre les acquis d'UP3

- les exigences de l'autorité de sûreté et de ses appuis techniques et les textes réglementaires comme l'arrêté qualité du 10 août 1984.

La sûreté de conception est par ailleurs soumise à un processus d'agrément.

2.1. les moteurs de l'amélioration de la sûreté

A titre d'exemple de l'influence positive du retour d'expérience sur la sûreté, la COGEMA a fourni à votre Rapporteur la liste des principales innovations des ateliers haute activité d'UP3 résultant de ces processus combinés.

En premier lieu, des progrès de conception et des progrès technologiques ont pu être faits pour l'atelier haute activité UP3 sur les points suivants :

- le changement de génération pour les systèmes de contrôle-commande
- la dissolution continue qui a conduit à des performances accrues
- le recyclage interne des effluents
- le conditionnement en conteneur réversibles
- le conditionnement en ligne des coques et embouts
- l'utilisation de colonnes pulsées pour l'extraction
- le traitement des effluents organiques.

Le retour d'expérience est également une cause fondamentale de progrès de la sûreté en conception; ainsi dans le cas d'HAO :

- la généralisation des cellules blindées à hublot pour l'ensemble des fonctions mécaniques
- la systématisation à l'échange standard télémanipulé des équipements mécaniques de zone IV
- la redondance de la chaîne de cisailage de T1
- la multiplication des échanges standards étanches des matériels standards défectueux
- l'optimisation des circuits de transferts
- la généralisation de la conduite centralisée.

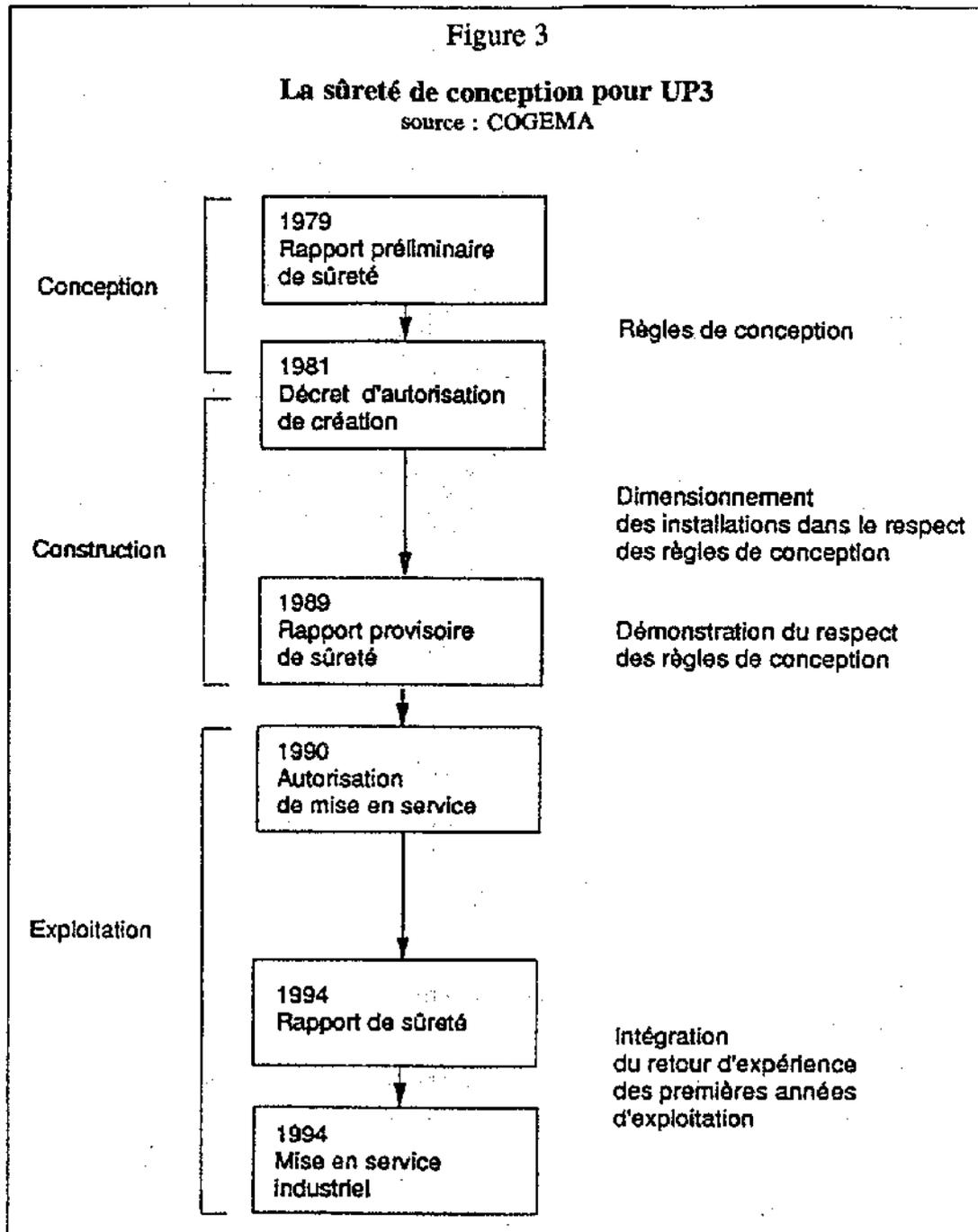
L'application de règles de base plus exigeantes d'année en année est également un facteur d'amélioration de la sûreté.

A cet égard, la COGEMA indique que l'autorité de sûreté est à l'origine des améliorations suivantes :

- la sûreté-sismicité des bâtiments nucléaires et des équipements sensibles
- la généralisation de la double barrière de confinement
- le contrôle de criticité
- la meilleure maîtrise de certains process par des mesures plus nombreuses et plus fines, comme par exemple dans le cas de la dissolution.

2.2. les étapes réglementaires

La figure ci-dessous présente les différentes étapes réglementaires qui marquent la construction et la mise en exploitation d'UP3.



Pour UP3, environ 500 réunions de travail COGEMA-IPSN et 35 réunions du groupe permanent usine ont permis à l'autorité de sûreté de fonder sa décision d'autorisation de création de 1981.

Pendant la construction, la COGEMA a dimensionné ses installations de manière à respecter les règles de conception du rapport préliminaire de sûreté.

3. LE DEUXIEME PILIER DE LA SURETE : L'ORGANISATION

L'organisation de la sûreté à la Cogema vise à placer systématiquement auprès de chaque responsable de branche, d'établissement ou d'unité un adjoint chargé de la sûreté et/ou de la qualité.

Cette organisation globale est du type "staff and line". Une telle organisation - bureau d'état-major et unités combattantes - est utilisée dans les armées et notamment la marine, qui est d'ailleurs une référence implicite dans le discours de nombreux responsables de la COGEMA. Sur un plan général, l'organisation staff and line, gourmande en ressources humaines, a démontré son efficacité depuis longtemps [15].

L'organisation adoptée à la COGEMA répond au principe fondamental de la note interne dite "note P5" qui définit le principe de la délégation en cascade de la responsabilité du Directeur de la branche retraitement au directeur d'établissement, du directeur au chef d'établissement et ainsi de suite.

3.1 la sûreté au niveau de la branche retraitement

Ainsi, le Directeur de la branche retraitement dispose d'un assistant "sûreté-qualité" qui lui est directement rattaché selon la figure ci-après.

La mission de l'assistant "sûreté-qualité" comprend à la fois l'impulsion, le suivi et l'audit. Selon la COGEMA, ce poste est une combinaison des responsabilités de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF et de celles de la mission sûreté du SPT [J-L RICAUD, op.cit.].

3.2. l'organisation au niveau de l'établissement

De même, le directeur de l'établissement de la Hague dispose d'un adjoint chargé de la sûreté, de la qualité et des méthodes selon la figure ci-après.

Figure 4
organisation générale de la sûreté à la COGEMA
source : COGEMA

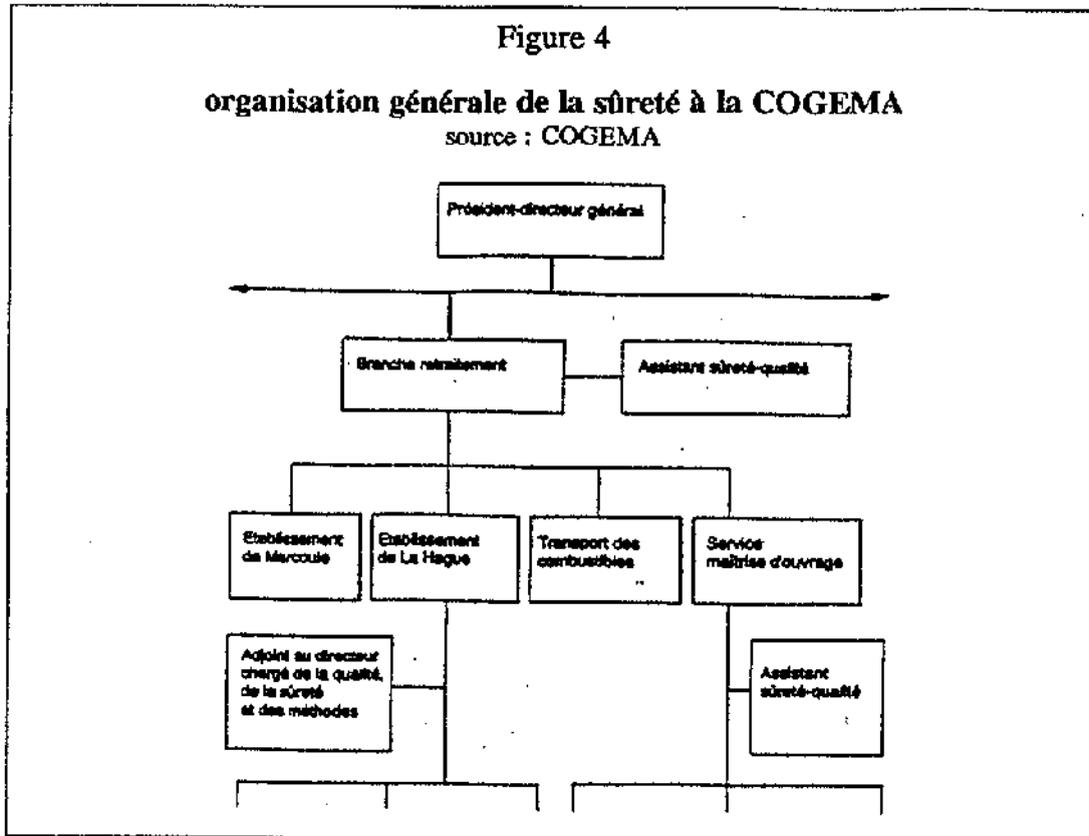
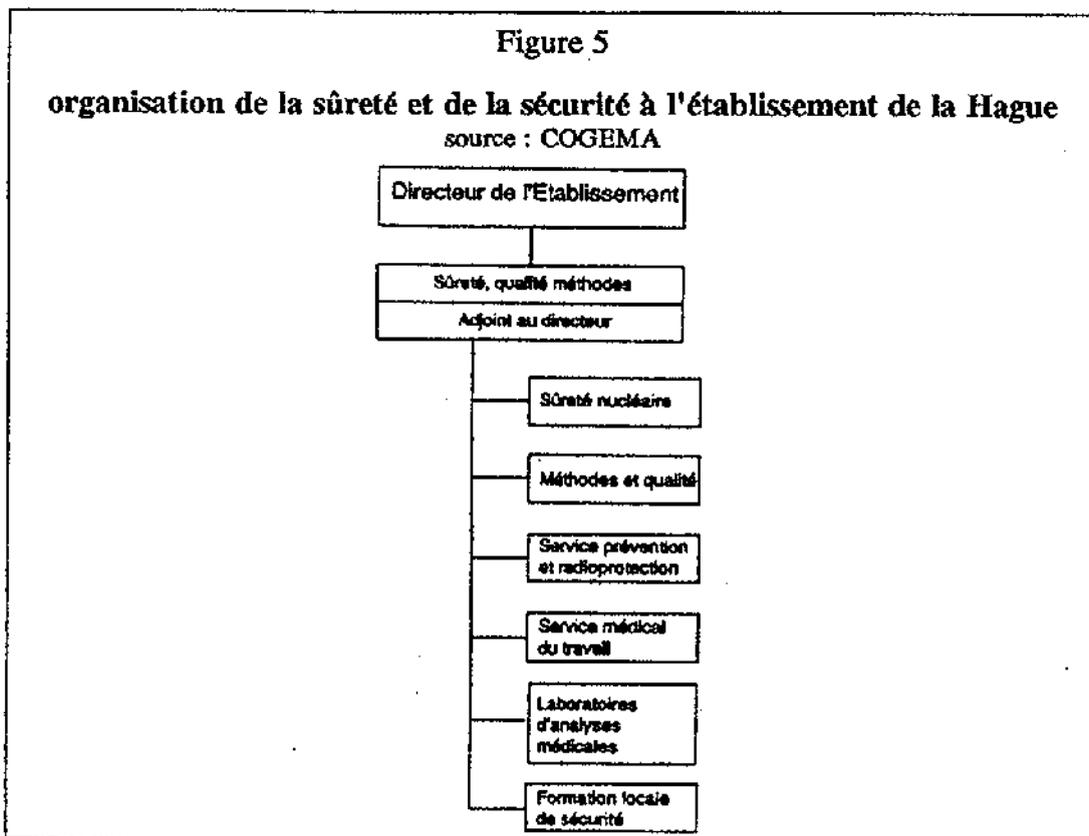


Figure 5
organisation de la sûreté et de la sécurité à l'établissement de la Hague
source : COGEMA



L'adjoint au directeur de l'établissement chargé de la sûreté, de la qualité et des méthodes a, en outre, dans ses attributions le service de prévention et de radioprotection, le service médical du travail, les laboratoires d'analyses médicales et la formation locale de sécurité selon la figure suivante.

Au niveau de l'établissement sont toutefois mises en place des interrelations complémentaires. Le Service Prévention et Radioprotection (SPR) est totalement indépendant de toutes les structures opérationnelles. En outre, des structures externes exercent leur contrôle : l'autorité de sûreté (DSIN, DRIRE et leur appui technique l'IPSN), des bureaux d'expertise comme Véritas, l'ANDRA pour les déchets.

A titre indicatif, les effectifs sont les suivants pour les différents services:

- 350 personnes pour l'ensemble sûreté nucléaire et méthodes/qualité
- 60 personnes pour l'ensemble services prévention/radioprotection, service médical du travail, laboratoires d'analyses médicales
- 200 personnes pour la formation locale de sécurité.

Une particularité de l'organisation par rapport au "staff and line" classique est qu'un Ingénieur Sûreté et Exploitation est à la disposition des responsables d'UP2 et d'UP3, assurant ainsi la coordination en matière de sûreté et le bénéfice mutuel du retour d'expérience des deux installations.

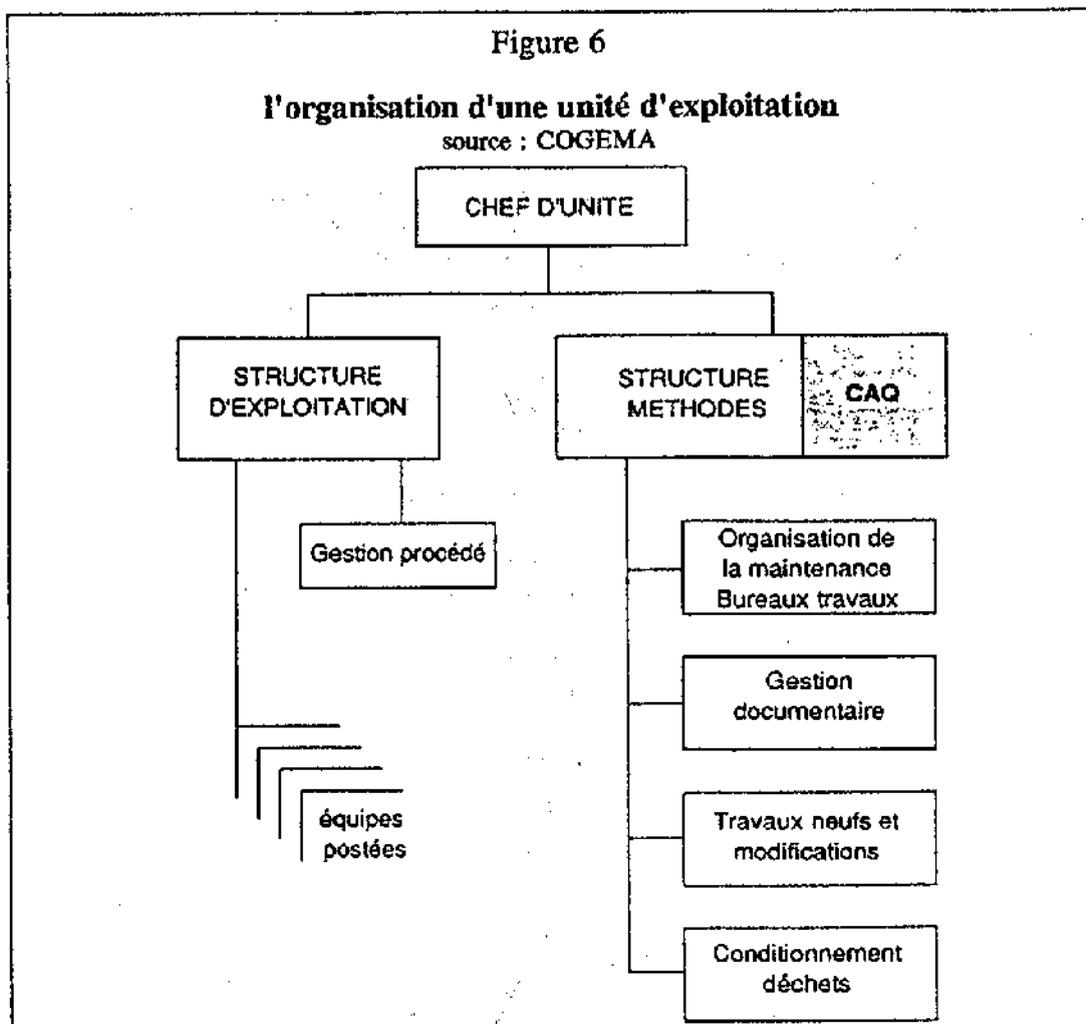
Les attributions principales de l'Ingénieur Sûreté et Exploitation sont la maîtrise de la qualité, la sûreté, le retour d'expérience sur les procédés, la politique des déchets et la documentation.

3.3. le chef d'installation : un "commandant de navire"

Au niveau d'une unité d'exploitation, le principe de l'échelon de sûreté et/ou qualité-méthodes se retrouve avec la présence d'un service structure-méthodes chargé de l'organisation de la maintenance, du bureau travaux, des travaux neufs et des modifications, de la gestion documentaire et du conditionnement des déchets.

Mais la caractéristique fondamentale de la responsabilité du chef d'installation à la COGEMA est qu'elle s'apparente à celle d'un commandant de navire. En février 1991, le nombre d'installations et donc de chefs d'installation s'élevait à 40.

Il est responsable de la sécurité des personnes, des bâtiments et des équipements dans un périmètre géographique défini par un document précis. Il s'agit d'un ingénieur qui a une autorité effective sur l'ensemble des agents qui exploitent ces bâtiments et équipements. Son rôle s'exerce dans la continuité, à la fois dans le domaine de la prévention et de l'intervention.



3.4. le Comité d'Hygiène et de Sécurité et des Conditions de Travail

Notre Rapporteur a rencontré, comme à chacune de ses visites dans des installations nucléaires, des représentants du Comité d'Hygiène et de Sécurité et des Conditions de Travail (CHSCT).

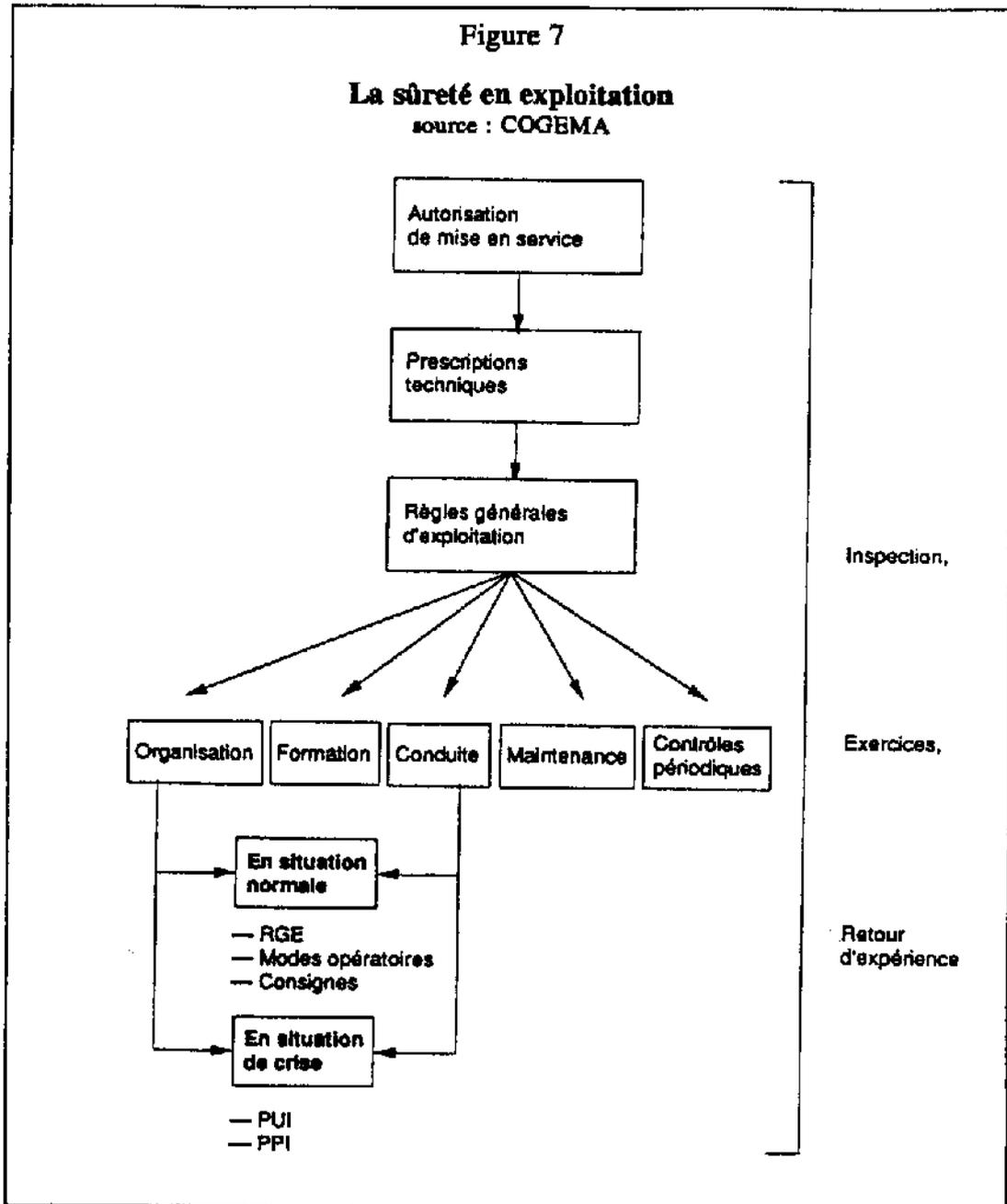
Parmi les problèmes évoqués, l'accès des membres du CHSCT aux documents de sûreté. Certains membres du CHSCT se sont plaints de ne pouvoir accéder à la totalité des dossiers de sûreté. La Direction fait valoir qu'elle communique les éléments du dossier pertinents par rapport aux problèmes posés, mais par l'intégralité qui ressort du secret industriel.

Il est également fait état d'une transmission d'information sur les incidents moins rapide avec le CHSCT qu'avec la Commission locale d'information, ce que la Direction réfute totalement.

La question de l'intervention du CHSCT dans l'élaboration du Plan d'Urgence Interne est également abordée.

4. LA SURETE EN EXPLOITATION

La sûreté en exploitation repose sur les règles générales d'exploitation qui portent sur l'organisation, la formation, la conduite, la maintenance et les contrôles périodiques, ainsi que le montre la figure suivante.



L'organisation et la conduite sont distinctes suivant que la situation est normale ou anormale.

4.1. la sûreté d'exploitation en situation normale

Les responsabilités sont clairement définies. Le chef d'installation reçoit délégation du Directeur d'établissement. Il fixe les modalités d'application particulières à son unité des dispositions réglementaires en vigueur sur l'ensemble de l'établissement.

Les structures d'auto-contrôle vues précédemment (SRP, structure qualité-méthodes de l'échelon supérieur) renforcent la dynamique inter-services, particulièrement en matière de sûreté.

Les structures externes contrôlent l'application et l'amélioration de l'ensemble du système par l'application et le suivi de la mise en oeuvre de règles internes et externes.

4.2. la sûreté d'exploitation en situation de crise

La sûreté en situation de crise repose sur un élément fondamental : le plan d'urgence interne (PUI).

Le plan d'urgence interne est destiné à l'usage des responsables de l'établissement pour gérer un accident se produisant à l'intérieur d'une installation.

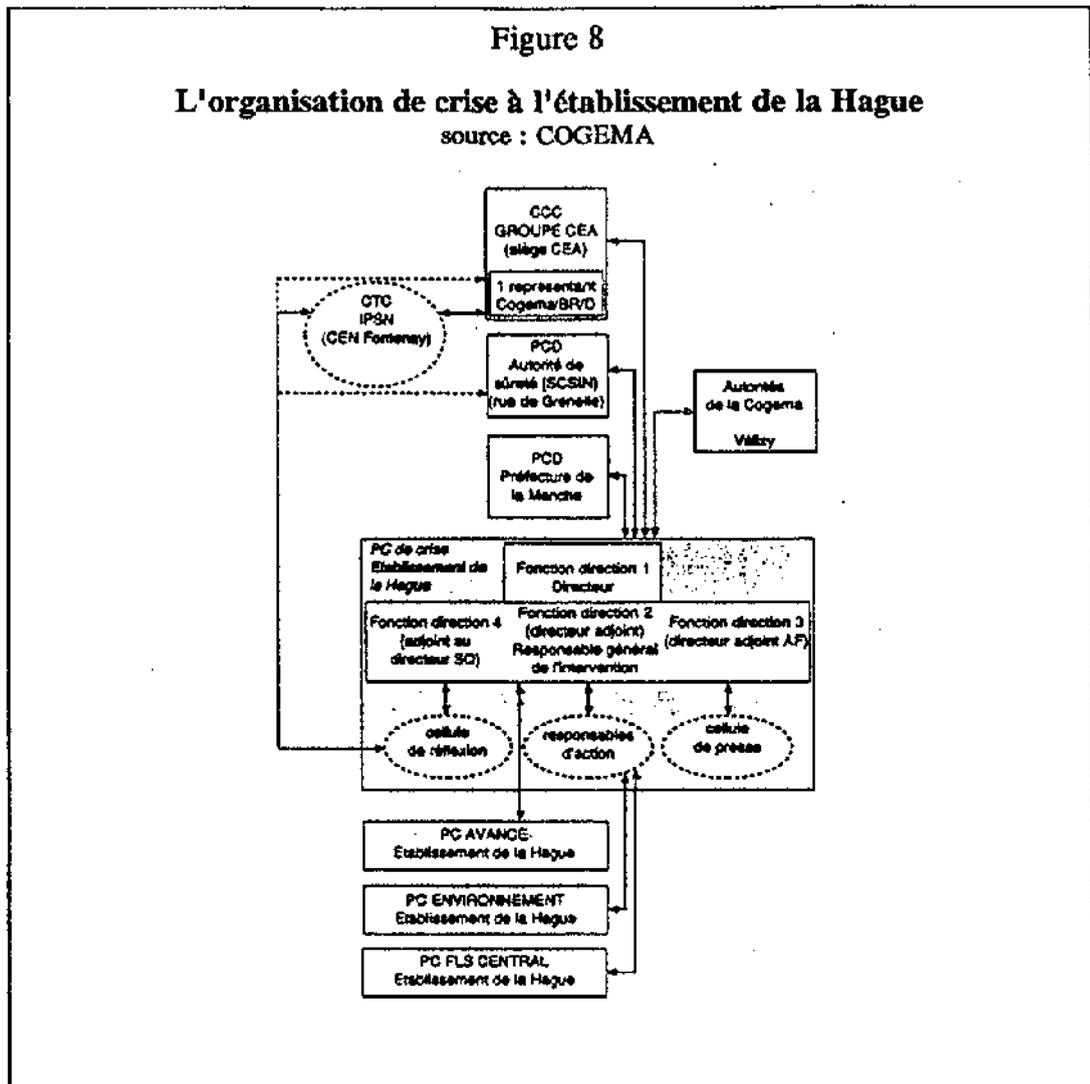
Le plan d'urgence interne est un document "action" dont les objectifs sont les suivants :

- la définition de l'organisation en cas de crise
- l'identification des moyens matériels
- la gestion de la crise :
 - . comment lutter contre un sinistre
 - . comment mettre l'installation en état sûr
 - . comment limiter les conséquences de l'accident dans l'établissement et dans l'environnement
 - . comment alerter, informer et rendre compte de l'évolution aux autorités.

Le Plan d'Urgence Interne est mis en oeuvre par le directeur de l'établissement ou par l'astreinte direction. Celle-ci après avoir évalué la nature, l'évolution prévisible et les effets de l'événement met en oeuvre l'organisation de crise définie dans le Plan d'Urgence Interne et prévient le préfet de la Manche qui peut décider en fonction des informations qui lui sont communiquées de déclencher le Plan Particulier d'Intervention (PPI).

Ainsi que cela figure dans le schéma suivant, l'organisation de crise vise à mettre en place une cellule de réflexion bénéficiant du support technique de l'IPSN, une cellule d'action en liaison avec les trois PC - avancé, environnement et central - et une cellule d'information. La Direction de

l'établissement est en relation avec la Préfecture, l'autorité de sûreté et le groupe CEA.



5. LA SURETE ET LA SOUS-TRAITANCE

Les possibilités de sous-traitance sont définies d'une manière restrictive à la COGEMA.

5.1. la sous-traitance limitée au groupe pour les tâches sensibles

Les tâches classiques peuvent être sous-traitées. La COGEMA applique les règles usuelles de la sous-traitance et privilégie les entreprises locales.

La COGEMA définit par ailleurs des travaux sensibles.

Il s'agit de tous les travaux ayant un impact sur la sûreté ou mettant en jeu un savoir-faire stratégique ou encore consistant en des approvisionnements stratégiques.

Ces travaux ne peuvent être sous-traités qu'aux entreprises qui sont ses filiales.

5.2. les règles générales de la sous-traitance

La COGEMA définit des règles de passation de marché et d'accès sur le site et les bâtiments.

Une formation spécifique est donnée aux intervenants.

La sous-traitance est soumise aux dispositions de l'arrêté qualité. Les entreprises doivent être homologuées. Elles font l'objet d'audits périodiques d'évaluation.

6. UNE ORGANISATION DE LA SURETE QUI A FAIT LA PREUVE DE SON EFFICACITE

Selon les informations communiquées à votre Rapporteur, l'établissement de la Hague a connu en 10 ans 54 incidents de niveau 1, avec la répartition suivante pour les trois dernières années :

- 1988 : 3 incidents
- 1989 : 6 incidents
- 1990 : 5 incidents.

L'établissement est soumis en permanence à une série d'inspections externes.

Le premier type d'inspections est celui du contrôle des matières nucléaires. Ce contrôle émane d'Euratom et de l'AIEA.

A titre d'exemple, le nombre de jour-inspecteur s'élevait à 1149 pour l'Euratom et à 207 pour l'AIEA.

Les installations sont par ailleurs en permanence placées sous la surveillance constante de caméras vidéo, de détecteurs et d'enregistreurs - voir tableau suivant - permettant de prendre en compte les mouvements de matière et de compléter les indications des écritures comptables et des résultats des contrôles physiques des inventaires.

Tableau 2

dispositifs de confinement et de surveillance des organismes internationaux de contrôle

source : COGEMA

| | Caméras vidéo | Autres matériels détecteurs enregistreurs... |
|--|---------------|--|
| Déchargement stockage des combustibles | 23 | 5 |
| Usine UP3 | 14 | 23 |
| Stockage Pu | 13 | 2 |

Le nombre des inspections externes s'élève à environ 300 par an. En 1990, l'autorité de sûreté a organisé 76 inspections formées d'inspecteurs de la DSIN, de la DRIRE accompagnés de leur appui technique l'IPSN. Ces inspections sont la plupart du temps thématique et programmées mais 5 à 10 % sont inopinées.

C'est à l'une des inspections thématiques et programmées que s'est joint votre Rapporteur en tant qu'observateur.

C. LES PRINCIPAUX ENJEUX DE LA SECURITE ET L'ORGANISATION AFFERENTE

La sécurité à l'établissement de la Hague comprend de multiples aspects. Elle concerne la radioprotection des travailleurs, le contrôle de l'environnement, le contrôle des rejets et des déchets.

1. LA RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS

Le cadre de la radioprotection à l'établissement de la Hague est fixé par l'article 8 du décret n° 75-306 du 28 avril 1975 modifié par le décret n° 88-682 du 6 mai 1988. Ce texte définit la mission de contrôle et les moyens d'exercer celui-ci.

Le décret stipule que *"pour la mise en oeuvre des prescriptions (...), le chef d'établissement doit disposer d'un service ou d'un personnel compétent en radioprotection désigné sous sa responsabilité"*.

En outre, le décret précise que le principe ALARA (As Low As Reasonably Achievable) doit être appliqué, selon les termes suivants : *"les matériels, les procédés et l'organisation du travail doivent être conçus de telle sorte que les expositions professionnelles individuelles et collectives soient maintenues aussi bas qu'il est raisonnablement possible en dessous des limites prescrites par le présent décret. A cette fin, les postes de travail exposés font l'objet d'une analyse dont la périodicité est fonction du niveau d'exposition"*.

Deux dispositions fondamentales sont incluses dans le décret : d'une part l'information et la formation du personnel et d'autre part le contrôle de toute opération à risque par une personne :

"pour l'exécution des travaux mentionnés à l'article 10 et des travaux effectués dans les zones mentionnées à l'article 17, le chef d'établissement doit prendre toutes les dispositions pour que soient préalablement déterminées et portées à la connaissance des travailleurs concernés les mesures de sécurité à prendre et éventuellement la durée maximale d'exposition de chaque travailleur" (article 20);

"toute opération comportant un risque d'exposition aux rayonnements ionisants doit être effectuée sous le contrôle d'une personne qualifiée en radioprotection désignée par le chef d'établissement ou, si l'employeur n'est pas le chef d'établissement, désigné par l'employeur avec l'accord du chef d'établissement" (article 9).

1.1. le rôle fondamental du Service de Prévention et de Radioprotection

Le Service Prévention et Radioprotection (SPR) est l'organe hors hiérarchie, directement rattaché au Directeur qui met en oeuvre ces dispositions.

Une originalité de l'organisation de l'établissement de la Hague doit être soulignée : le Service Prévention et Radioprotection a aussi la charge de sécurité du travail classique. Ainsi le Service Prévention et Radioprotection est chargé de:

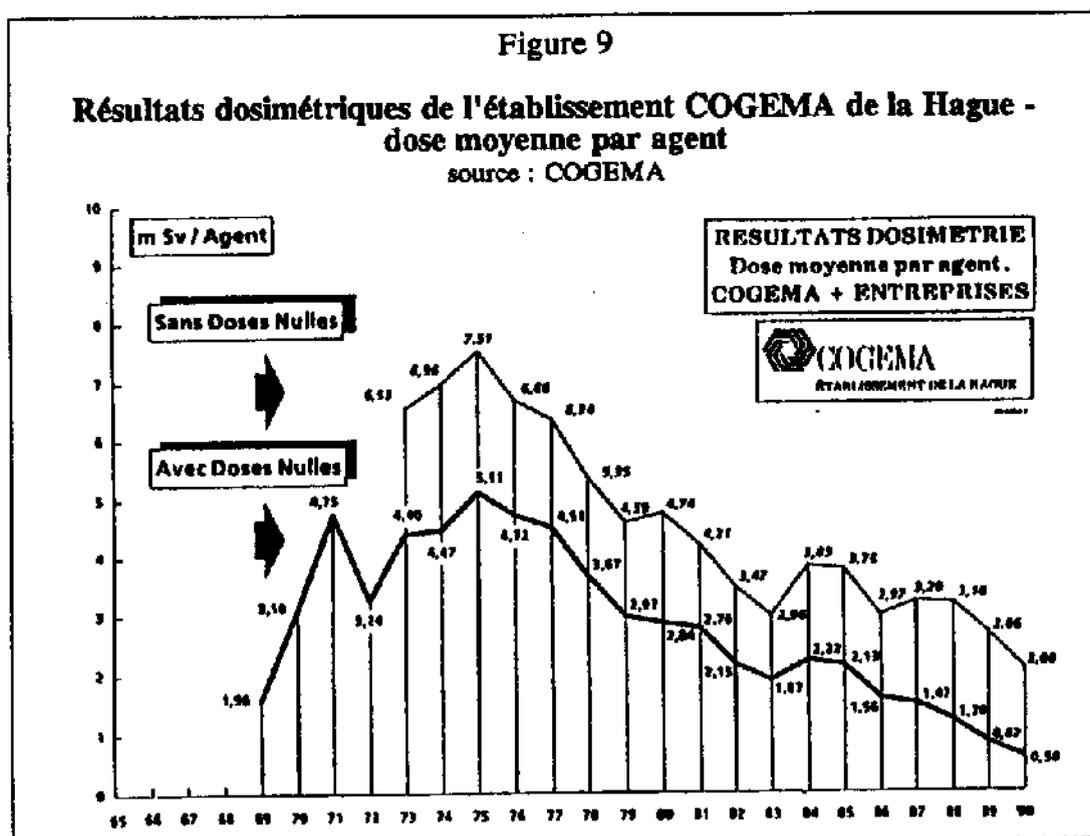
- assister les chefs d'installation dans leur responsabilité de prévention, de sûreté et de sécurité du travail en milieu nucléaire et non nucléaire
- assurer la surveillance radiologique dans les installations
- assurer les mesures et contrôles dosimétriques des agents travaillant sur l'établissement
- assurer la surveillance des rejets, du site et de l'environnement
- participer aux interventions en milieu nucléaire, en cas de travaux importants, d'incident ou d'accident.

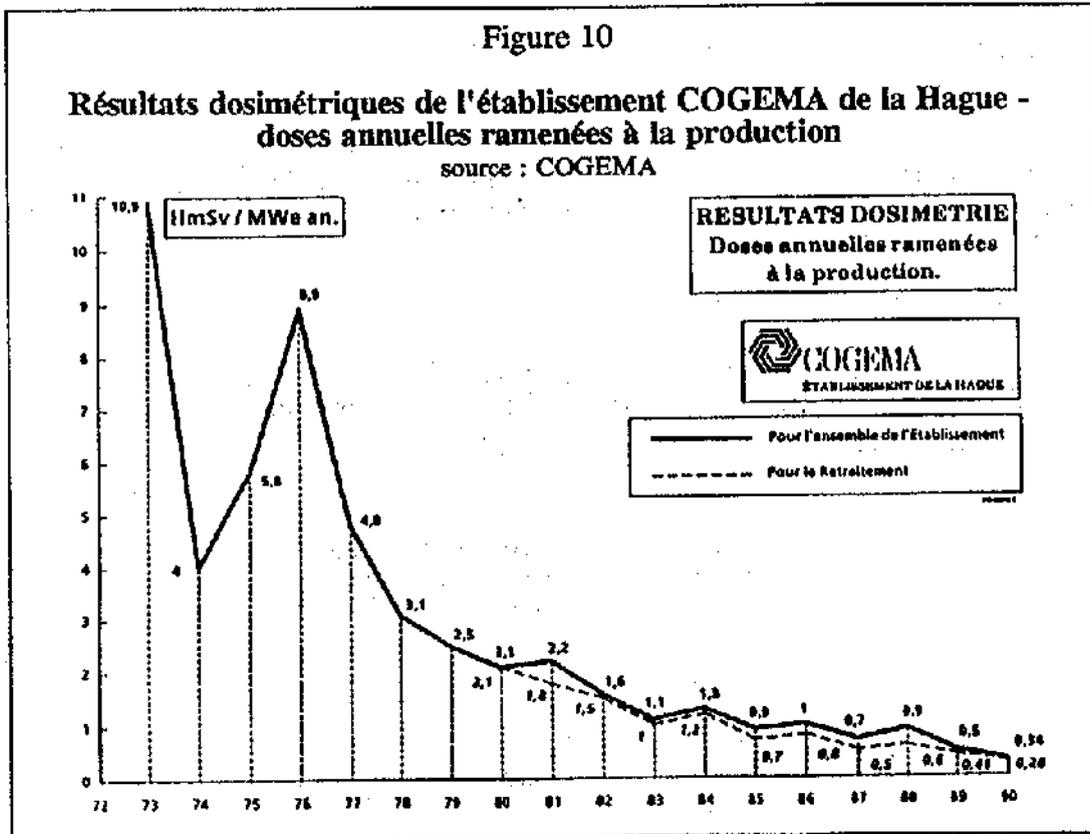
En février 1991, le SPR comprenait 306 personnes, dont 20 à la direction du service, 20 au bureau méthodes et développement, 55 à la section de prévention et d'évaluation, 102 à la section de radioprotection d'UP2 et 109 à la section de radioprotection d'UP3.

Il est à noter que le SPR a la responsabilité du suivi dosimétrique des travailleurs des entreprises extérieures, par délégation du SCPRI.

1.2. les résultats de dosimétrie des travailleurs

Les deux figures ci-après présentent les résultats dosimétriques : dose moyenne par agent pour l'établissement de la Hague et les entreprises prestataires et les doses annuelles ramenées à la production, telles qu'elles ont été communiquées à votre Rapporteur.





L'évolution à la baisse des doses moyennes reçues résulte du choix technologique de l'automatisation et du contrôle-commande centralisé. Ce choix d'investissement essentiel a été effectué par Georges BESSE pour l'usine UP3. L'objectif fixé était de parvenir une dose moyenne inférieure à 5 mSv par homme et par an.

L'objectif a non seulement été atteint mais dépassé. Selon la direction de la COGEMA, le choix initial et son prolongement, c'est-à-dire la mise à niveau d'UP2, "garantissent l'avenir à 40 ans".

2. LES REJETS DE L'INSTALLATION ET LE CONTROLE DE L'ENVIRONNEMENT

La radioactivité moyenne des rejets de la Hague est en diminution constante et les rejets sont en dessous des normes réglementaires.

Une organisation de surveillance des rejets et de la radioactivité dans l'environnement disposant de moyens considérables a été mise en place par la COGEMA.

Ceci n'empêche pas certains observateurs qualifiés d'estimer que les connaissances doivent être approfondies concernant certains radioéléments.

2.1. autorisations de rejets et rejets effectifs

Les rejets annuels effectués par l'établissement sont de l'ordre de 3300 TBq pour les rejets liquides et de 63000 TBq pour le rejets gazeux. Ils représentent au plus le cinquième des autorisations, ainsi que le montrent les figures suivantes.

2.1.1 des rejets inférieurs aux normes

Les autorisations annuelles de rejet en vigueur sont fixées par les décrets des 27 février et 28 mars 1984 et sont indiqués sur le tableau suivant.

| Tableau 3 | | | |
|---|-------------|---|------------|
| autorisations annuelles de rejets de l'établissement de la Hague | | | |
| source : COGEMA | | | |
| REJETS LIQUIDES | | Arrêté du 28 mars 1984 - publié au J.O. du 9 et 10 avril 1984 | |
| Tritium | 37 000 TBq | soit | 1000 KCi |
| Bêta Hors Tritium | 1 700 TBq | soit | 45 KCi |
| Ce 137 + Sr 90 | 220 TBq | soit | 6 KCi |
| Emetteurs alpha | 1,7 TBq | soit | 45 Ci |
| REJETS GAZEUX | | Arrêté du 27 février 1984 - publié au J.O. du 9 et 10 avril 1984 | |
| Kr 85 | 480 000 TBq | soit | 13 000 KCi |
| Tritium | 2 200 TBq | soit | 60 KCi |
| Halogènes | 110 GBq | soit | 3 Ci |
| Aérosols | 74 GBq | soit | 2 Ci |

Tableau 4

**bilan des rejets pour l'année 1990
à l'établissement de la Hague**
source : COGEMA

REJETS LIQUIDES

| | | | |
|-------------------|-----------|------|---------------------------|
| Alpha | 0,369 TBq | soit | 21,71 % de l'autorisation |
| Bêta Hors Tritium | 314 TBq | soit | 18,47 % de l'autorisation |
| Cs 137 + Sr 90 | 28,3 TBq | soit | 12,86 % de l'autorisation |
| Tritium | 3260 TBq | soit | 8,81 % de l'autorisation |

REJETS A et V

| | |
|---------------------|-------------------------|
| Nombre de rejets | : 735 |
| Durée totale | : 4638 h |
| Volume total rejeté | : 174873 m ³ |

Volume Eaux à risques : 329682 m³

Volume total : 504755 m³

REJETS GAZEUX

| | | | |
|-----------|------------|------|----------------------------|
| Kr 85 | 62 700 TBq | soit | 13,059 % de l'autorisation |
| Tritium | 25,4 TBq | soit | 1,154 % de l'autorisation |
| Halogènes | 19,1 GBq | soit | 17,362 % de l'autorisation |
| Aérosols | 21,4 MBq | soit | 0,0290 % de l'autorisation |

Malgré les bons résultats obtenus, la réduction de l'activité des rejets constitue un objectif pour les années à venir. A court terme, l'objectif est *"une montée en puissance des usines à rejets liquides stabilisés"* [J-L RICAUD, op. cit.].

Le service de prévention et de radioprotection met en oeuvre deux systèmes de surveillance complémentaires : en temps réel et en continu d'une part, et, en temps différé, d'autre part.

La surveillance en continu s'effectue sur les point suivants :

- cheminées principales d'UP2 400, UP2 800 et UP3 (aérosols émetteurs Alpha et Béta, gaz rares, débits)

-stations météo (dans l'établissement : mesures des aérosols dans l'air après diffusion et à l'extérieur ; gaz rares et radioactivité ambiante mesurés à Jobourg, Beaumont, Herqueville, Diguleville, Gréville)

- nappes d'eau : contrôle des eaux usées (sanitaires et industrielles) et des eaux pluviales.

Un poste de contrôle centralise les mesures faites en tous les points de contrôle. L'ensemble des résultats sont reportés sur les registres réglementaires du SCPRI.

La surveillance en différé consiste en des prélèvements d'échantillons significatifs.

Des mesures différées d'iode et de tritium complètent les mesures en continu des activités aérosols faites sur les cheminées. Les eaux de pluie recueillies à la station météo font l'objet de mesures d'activité alpha, bêta, potassium 40 et de pH.

Le contrôle de la chaîne alimentaire porte d'une part sur le lait et les thyroïdes des bovins et d'autre part sur les poissons et les crustacés. Cette surveillance est complétée par le contrôle régulier des eaux alimentaires et de la végétation (herbes et ajoncs).

La nappe phréatique fait l'objet d'une surveillance particulière grâce à un réseau de 200 sondages piézométriques.

Le contrôle maritime porte sur l'ensemble de la faune et de la flore marines, de Granville à la Baie de Seine. Des prélèvements d'eau de mer, de sable, d'algues sont réalisés par la COGEMA elle-même. Des carottages de sédiments marins sont faits par des plongeurs et les connaissances en courantologie sont mises à profit pour des études de radioécologie.

Au total en 1990, selon la COGEMA, 15 000 prélèvements ont été effectués, donnant lieu à 50 000 analyses.

Le SCPRI fait également ses propres prélèvements, en des endroits non connus de la COGEMA.

2.1.2. L'information sur les rejets

Les résultats des mesures de l'environnement font l'objet d'une synthèse mensuelle accessible au public et communiquée aux élus, aux socio-professionnels et aux médias. Les informations communiquées concernent les rejets d'effluents dans l'atmosphère, dans la mer, et la radioactivité dans l'air, sur la surface et dans la mer.

On trouvera ci-après un tableau récapitulatif de la radioactivité artificielle mesurée dans l'environnement de la Hague.

Tableau 5
radioactivité artificielles en activités globales mesurée dans
l'environnement de la Hague
 source : COGEMA

| Milieu | Nature de l'élément contrôlé | Unité de mesure | Années de référence | | Cinq dernières années | | | | |
|-------------------|------------------------------|--------------------|---------------------|-------|-----------------------|------|------|------|------|
| | | | 1965 | 1966 | 1966 | 1967 | 1968 | 1969 | 1970 |
| ATMOSPHERE | Poussières | mBq/m ³ | (9,9) | (2,3) | (7,3) | 0,9 | 1,0 | 1,0 | 1,0 |
| | Pluies | Bq/l | (2,2) | AAD | (0,4) | 0,2 | 0,2 | 0,2 | 0,2 |
| EAUX NATURELLES | Eaux souterraines | Bq/l | --- | --- | AAD | AAD | AAD | AAD | AAD |
| | Cours d'eau* | Bq/l | --- | --- | AAD | AAD | AAD | AAD | AAD |
| TERRESTRE | Végétaux | Bq/kg frais | (210) | (140) | (13) | 1,7 | 1,0 | 1,4 | 1,4 |
| | Laït | Bq/l | (7,4) | (3,7) | (0,7) | 0,6 | 0,4 | 0,5 | 0,5 |
| MARITIME | Algues | | | | | | | | |
| | Fucus | Bq/kg frais | (48) | (33) | 150 | 110 | 100 | 66 | 55 |
| | Lichens | Bq/kg frais | (100) | (48) | 330 | 230 | 180 | 180 | 140 |
| | Coralines | Bq/kg frais | (110) | (48) | 250 | 120 | 140 | 85 | 85 |
| | Laminaires | Bq/kg frais | (15) | (15) | 44 | 35 | 25 | 22 | 17 |
| | Sables-sédiments | | | | | | | | |
| | Sables | Bq/kg frais | --- | --- | 56 | 46 | 40 | 25 | 22 |
| | Sédiment | Bq/kg frais | --- | --- | 180 | 180 | 170 | 120 | 140 |
| | Produits alimentaires** | | | | | | | | |
| | Crabes | Bq/kg frais | --- | --- | 59 | 48 | 42 | 27 | 22 |
| | Huitres | Bq/kg frais | --- | --- | 21 | 17 | 16 | 7 | 7 |
| | Moules | Bq/kg frais | --- | --- | 27 | 18 | 30 | 19 | 12 |
| Parelles (filles) | Bq/kg frais | 30 | 22 | 160 | 130 | 110 | 60 | 60 | |
| Poissons | Bq/kg frais | --- | --- | 3 | 5 | 2,4 | 1 | 2 | |

Remarque :

Les activités () ne sont pas dues aux rejets de La Hague, mais aux retombées des essais atmosphériques.

* Aucune activité détectable pour la majorité des cours d'eau contrôlés. Des traces de radioéléments ont été cependant détectées dans les ruisseaux des Moulins et de Sainte-Hélène, mais les activités moyennes des radioéléments en cause sont restées très inférieures aux concentrations dérivées des limites annuelles d'incorporation pour la population.

** L'analyse est effectuée sur la chair des produits.

AAD : aucune activité détectable. Saïta de mesure : bêta : 7 E-1 Bq/l ; Tritium : 10 Bq/l

2.2. les points soulevés par le CREPAN et le CRLAN

La Commission d'information de la Hague effectuée un travail de grande qualité, sous l'impulsion de son secrétaire permanent, le Dr. A. COLLIGNON. De l'aveu même des membres rencontrés par votre Rapporteur, il est possible

d'obtenir - mais après des demandes constantes - des informations sur des sujets qui ne font pas partie de la communication spontanée de la COGEMA.

D'ailleurs, votre Rapporteur, s'appuyant en particulier sur l'exemple de la Commission d'information de la Hague, propose en fin de première partie une réforme des Commissions d'information dans le but d'en renforcer les moyens.

A titre d'exemple de l'activité de membres d'une Commission et pour éclairer la situation de la Hague d'un autre jour que celui de la COGEMA, quelques débats en cours lancés par des membres de la Commission locale d'information sont exposés brièvement dans la suite.

2.2.1. le cumul des rejets

Une étude a été effectuée par M. P. BARBEY du CRILAN sur le cumul des rejets de l'établissement de la Hague depuis 1966 [16].

Les principales conclusions de cette étude sont les suivantes :

- le passage des combustibles UNGG aux combustibles REP a entraîné une modification de la nature des radioéléments rejetés.

- l'interprétation de bilans cumulés des rejets est très difficile quant à l'augmentation réelle induite de radioactivité dans l'environnement, du fait de la décroissance radioactive.

2.2.2. le cas du tritium

Au cours d'un entretien avec votre Rapporteur [17], M. BARBEY a évoqué longuement le problème de l'augmentation des rejets de tritium.

Les rejets de tritium sont proportionnels à l'activité. Les limites correspondantes ont donc été repoussées pour prendre en compte l'augmentation de capacité de retraitement de la Hague, lors de l'entrée en service d'UP3. Le tritium est, avec le ruthénium 106 et l'antimoine 125, le seul radioélément dont les rejets ont augmenté ces dernières années. L'activité totale des rejets augmente principalement à cause du tritium.

Or il semblerait que des études récentes aient montré que le tritium, s'il a une période très courte de 19 jours dans l'eau, peut aussi "s'organifier" c'est-à-dire faire l'objet d'une rétention. Ses effets alors mériteraient d'être étudiés plus avant.

2.2.3. les rejets de plutonium

Un autre sujet de préoccupation du CRILAN est celui de la diffusion du plutonium en milieu marin.

Une étude réalisée en 1975 et 1976 par l'IPSN [18], montre que *"l'influence des rejets de l'usine de retraitement des combustibles irradiés de la Hague peut se faire sentir à distance. Il est apparu que la distribution du plutonium dans la zone concernée (de Brest à Honfleur), s'opérait de part et*

d'autre de l'émissaire de rejet, mais sa décroissance en fonction de la distance présente, en direction du sud et de l'ouest, une certaine discontinuité qui peut être en rapport avec les conditions hydrologiques et la configuration topographique de la région".

Le sujet donne lieu à désaccord.

La COGEMA fait remarquer que l'activité en plutonium des rejets est très faible, de l'ordre de 10^{-5} Bq/litre.

Le CRILAN pose le problème en terme de chaîne écologique, en soulignant que certaines espèces ont un pouvoir élevé de concentration du plutonium, comme le lichen *lichina pygmaea*, les algues *corallina officinalis* et *fucus serratus*, le spongiaire *hymeniacion sanguinea* et le crustacé cirripède *balanus balanoides*.

2.2.4. les rejets de solvants

Le CREPAN, par la voix de sa Présidente, Mme BENARD, estime notamment qu'il serait nécessaire d'étudier les conséquences des rejets de produits chimiques, tel le Tributyle Phosphate, utilisés dans les processus de séparation.

Les champs d'investigation ne manquent pas aux yeux de certains membres de la Commission locale d'information. Une amélioration de la communication est également souvent demandée. La politique d'information de la COGEMA est décrite comme non spontanée.

D. LA QUESTION DES STOCKS DE MATIERES ET DE DECHETS

Au 12 février 1991, l'établissement de la Hague avait retraité :

- . 4 893 tonnes de combustibles UNGG (1966-1987)
- . 3 428 tonnes de combustibles eau légère (1976 - 1990)

Le 15 octobre 1991, la COGEMA faisait savoir que la quatre millième tonne de combustibles usés commençait à être retraitée [19].

Le niveau de technicité de l'établissement ayant été décrit ainsi que les rejets, il reste à examiner l'état des stocks de déchets en place à la Hague.

En réalité, deux problèmes sont posés : d'une part l'état des stocks des déchets correctement - en l'état de l'art - conditionnés - y compris les combustibles usés avant retraitement -, et, d'autre part, les stocks de déchets stockés en vrac et nécessitant une reprise.

1. LES STOCKS DE MATIERES CONDITIONNEES

L'établissement a l'autorisation de stocker jusqu'à 10 000 tonnes de combustibles usés avant retraitement. La demande soumise à enquête publique en 1991 vise à augmenter les masses à 3 600 tonnes pour UP2 et 8 400 tonnes à UP3 , soit un total de 12 000 tonnes [20].

La réglementation définit également quelles sont les quantités d'uranium et de plutonium qui peuvent être stockées dans les usines de retraitement, ainsi que les volumes de déchets conditionnés.

1.1. les matières nucléaires

Les quantités de matières nucléaires dont la présence est autorisée dans l'établissement de la Hague sont les suivantes, selon la COGEMA :

Tableau 6

**Matières nucléaires autorisées
établissement de la COGEMA à la Hague**
source : COGEMA

. piscines de stockage de combustibles irradiés: 10000 t

| | Plutonium | Uranium faiblement enrichi | Uranium appauvri |
|--|----------------|----------------------------------|---------------------|
| Usine UP2-400 zones de stockage zones de procédé | 10 t 352 kg | 360 t 39 t* | 1810 t |
| Usine UP3 zones de stockage zones de procédé | 30 t 729 kg | 800 t 53 t | |

Note : * : UP2-400 : zones de procédé - 39 t pour l'uranium total

Concernant le plutonium produit, les informations suivantes ont été données à votre Rapporteur.

Tableau 7

**Destination du plutonium
obtenu par retraitement à la Hague**
source : COGEMA

| Pu tonnes | produit | stocké | livré |
|-----------|---------|--------|-------|
| UP2 | 24,6 | 6,1 | 18,5 |
| UP3 | 1,4 | 1,4 | - |

Tableau 8

**Emploi du plutonium
obtenu par retraitement à la Hague**
source : COGEMA

| Pu tonnes | total | RNR | MOX |
|-----------|-------|------|-------|
| France | 6 | 5,2 | 0,8 |
| RFA | 5,6 | 0,7 | 4,9 |
| Belgique | 6,7 | 0,3 | 6,4 |
| Japon | 0,25 | 0,25 | |
| Total | 18,55 | 6,45 | 12,10 |

Selon la COGEMA, UP2-800 devrait fournir, lorsqu'elle sera à son régime de croisière, environ 6 tonnes de plutonium par an, provenant du retraitement des combustibles à eau légère.

La capacité de production de l'usine MELOX est de 120 tonnes par an, soit - pour un combustible MOX à un peu moins de 7 % d'oxyde de plutonium - une capacité d'absorption de 8 tonnes de plutonium par an. La capacité maximale de 120 tonnes par an correspond à la fabrication de 22 recharges par an.

Or les réacteurs autorisés pour l'utilisation du MOX sont au nombre de 16. Il faut donc pour équilibrer la situation et ne pas fabriquer du plutonium à stocker sur "étagère", utiliser l'un ou l'autre ou plusieurs des moyens suivants :

- ajuster les volumes de combustibles usés retraités
- augmenter le nombre de réacteurs fonctionnant au MOX
- redémarrer les réacteurs à neutrons rapides Phénix et Superphénix.

A l'issue de sa visite des installations de l'établissement de la Hague, votre Rapporteur a demandé à la direction de la branche retraitement de la COGEMA un récapitulatif des bilans matière de l'établissement, en ce qui concerne l'ensemble des produits radioactifs.

L'objectif était d'avoir une image représentative de l'ensemble des entrées de matières radioactives - combustibles usés -, des sorties - sous forme de déchets restitués ou entreposés et de rejets -, et des stocks actuels des différentes matières ou déchets entreposés à la Hague.

On trouvera ci-dessous la réponse que la COGEMA a fait parvenir à votre Rapporteur.

Cette réponse comporte une note d'explicitation des conventions et deux tableaux.

***Bilan des matières nucléaires
source : Cogema***

L'établissement est divisé en zones de bilans matières (ZBM) :

ZBM1 : piscines de stockage

ZBM2 : Usine de retraitement

ZBM3 : Stockage de plutonium sous forme de PuO₂.

Les flux de matières entrant et sortant de chaque ZBM font l'objet de déterminations précises en volume et en concentration.

Les flux principaux font l'objet de mesures basées sur deux méthodes différentes afin d'éviter et de détecter les erreurs systématiques.

Les mesures d'entrée en usine sont effectuées par spectrométrie de masse pour l'uranium et le plutonium. Les valeurs obtenues sont confirmées en contrôle de marche par spectrométrie du Pu⁶ pour le plutonium et par potentiométrie automatique pour l'uranium.

Bilan des matières (suite)

Les produits finis :

a) uranium : par analyse gravimétrique confirmée par une analyse basée sur une corrélation densité/acidité

b) plutonium : analyse de l'oxyde de plutonium et de sa composition en plutonium : par potentiométrie confirmée par gravimétrie.

Les flux secondaires vers les stockages produits de fission (PF), les stations de traitement des effluents (TE) et les entreposages de déchets solides (DS) donnent lieu à des mesures en laboratoires pour les PF et les effluents et à un comptage non destructif pour les DS.

Les bilans portant sur les 8 dernières années de marche donnent les résultats figurés sur le tableau n° 2 suivant.

L'écart définitif apparaissant en fin de bilan est la différence entre les quantités mesurées à l'entrée et les quantités mesurées à la sortie du procédé. Cette différence est de l'ordre de grandeur des différentes incertitudes des mesures d'entrée et de sortie.

On trouvera sur les deux tableaux ci-après, les informations concernant les bilans matière fournies par la COGEMA.

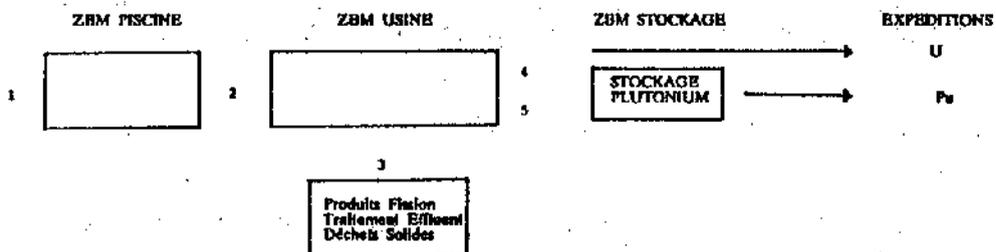
Figure 11

Bilans matière la Hague - Tableau n° 1

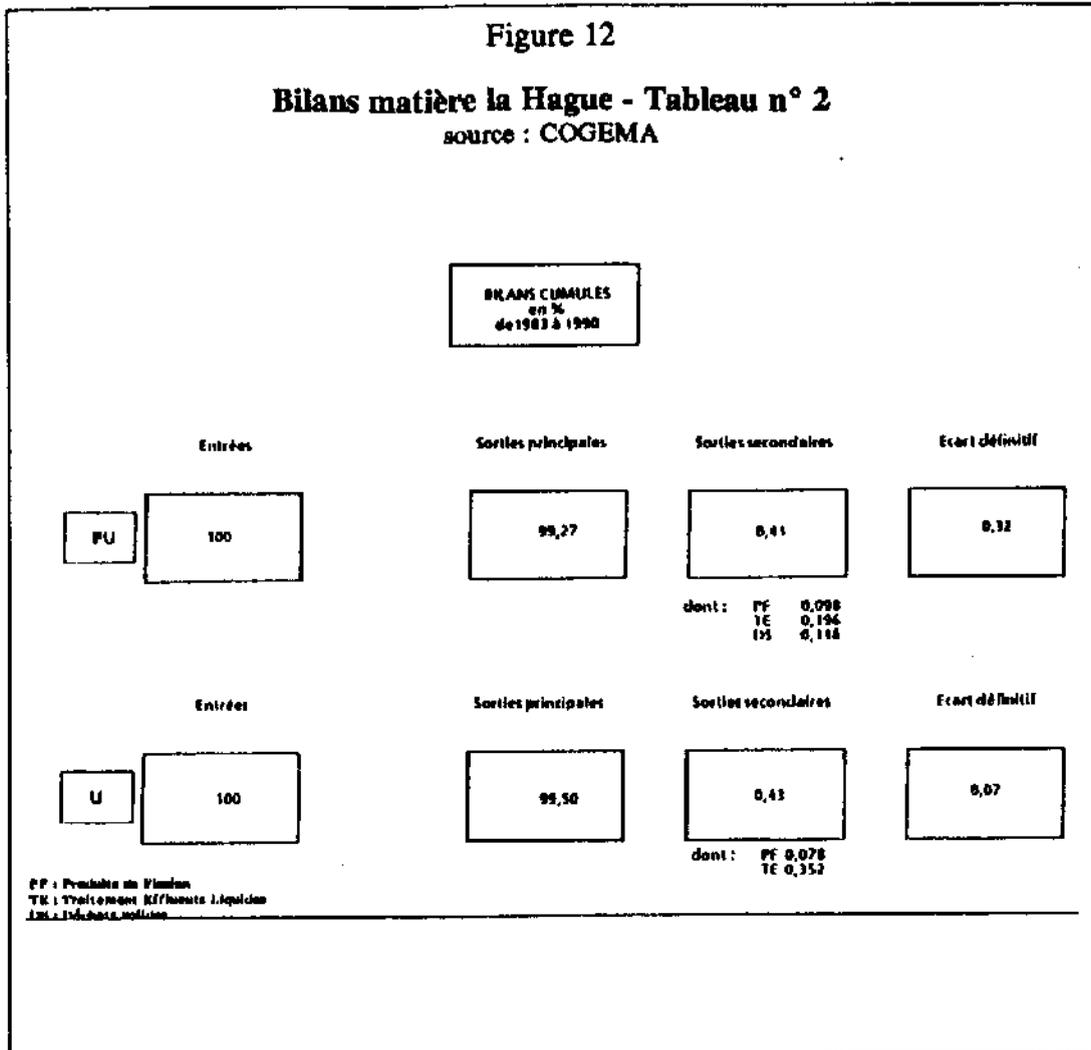
source : COGEMA

ZONES DE BILAN MATIERES

Z B M



- 1 Données fournies par le réacteur expérimental
- 2 Mesures d'entrées en usine élaborées par le laboratoire Bilan de LA HAGUE
- 3 Mesures des sorties secondaires dans les déchets, produits de fission, traitement effluents et déchets solides
- 4 Mesures de l'uranium produit
- 5 Mesures sur le plutonium produit avant mise au stockage



S'agissant des stocks de déchets conditionnés en place à la Hague, les informations communiquées à votre Rapporteur sont les suivantes.

1.2. les stocks de déchets conditionnés

Les déchets provenant du retraitement sont intitulés produits secondaires par la COGEMA.

On trouvera ci-après les caractéristiques des produits secondaires préparés par la Hague.

Tableau 9

Répartition de l'activité alpha, bêta, gamma présente dans les produits secondaires

source : COGEMA

| conditionnement | alpha | bêta, gamma (hors tritium) |
|---------------------------------|-------------------|-------------------------------|
| Verres | 99,5 | 97,6 |
| Coques et embouts | 0,4 | 2,3 |
| Déchets technologiques | $4 \cdot 10^{-4}$ | $1,8 \cdot 10^{-4}$ |
| Boues de traitement d'effluents | 0,1 | 0,07 |
| Rejets liquides | $7 \cdot 10^{-4}$ | $3 \cdot 10^{-3}$ |
| Total | 100 | 100 |

2. LA REPRISE DES STOCKS DE DECHETS NON CONDITIONNES

La reprise des entreposages des déchets anciens constitue un des objectifs à moyen terme de la COGEMA à la Hague [J-L RICAUD, op.cit]. Il s'agit des produits de fission en solution, des coques et embouts, des boues de traitement d'effluents et des déchets technologiques entreposés provenant du retraitement à UP2-400 de 1966 à 1987 des combustibles graphite-gaz venant des centrales EDF et de la centrale espagnole de Vandellós et depuis 1976 de combustibles à eau légère.

2.1. une question importante dont la DSIN avait saisi le CSSIN

La dix-huitième séance du Conseil Supérieur de la Sécurité de l'Information Nucléaire, les 10 et 16 octobre 1990 a notamment porté sur ce problème.

Le compte-rendu de cette séance [21] indique que :

"COGEMA a pris, vis-à-vis du Service Central de Sécurité des Installations Nucléaires, un certain nombre d'engagements.

"- COGEMA fournira, pour mi-1993, trois dossiers décrivant d'une part les installations qu'il faudra mettre en oeuvre pour assurer la reprise des

déchets entreposés dans les différents silos et d'autre part décrivant les adaptations de procédés à introduire aussi bien au niveau du bitumage que de l'enrobage dans du béton.

"- également, mi-1993, un bilan des connaissances sur les différents procédés envisageables sera fait, notamment sur l'avancement des travaux menés au CEA en matière de stérilisation des boues et du compactage des coques et embouts.

"Ainsi, en 1993, les pouvoirs publics et la COGEMA seront en mesure d'apprécier la situation et de décider le lancement définitif des installations permettant de reprendre et conditionner ces différents déchets.

"COGEMA s'est engagée à être en mesure de reprendre les boues de traitement des effluents en 1998 et les gaines de magnésium à peu près à la même époque".

Au cours du débat, Mme Josette BENARD (CREPAN) fait remarquer que "cela fait un délai bien long pour traiter des déchets qui sont sur le site de la Hague depuis que l'usine a commencé à fonctionner. Attendre 1998, bien qu'il lui apparaisse que cela ne peut être autrement, lui fait estimer que c'est un peu léger en matière de gestion de déchets".

M. Giraudel regrette également que "ce dossier n'arrive qu'aujourd'hui".

Devant l'intérêt de cette question, votre Rapporteur a mené ses propres investigations.

2.2. la demande d'information et la participation à l'inspection de la DSIN/DRIRE du 15 octobre 1991

Par courrier en date du 17 septembre 1991, votre Rapporteur demandait à la COGEMA de lui faire l'état des stocks de déchets en vrac et du processus de reprise. Pour appuyer cette demande, votre Rapporteur a participé en tant qu'observateur à une visite d'inspection de la DSIN/DRIRE, le 15 octobre 1991.

2.2.1. l'état de la question présenté par la COGEMA

On trouvera ci-dessous le texte de la réponse de la direction de la branche retraitement.

**Extraits de la réponse en date du 14 novembre 1991
de la COGEMA à la lettre de votre Rapporteur
sur les déchets non-conditionnés**

"En ce qui concerne l'usine UP2, le conditionnement en ligne de tous les déchets de retraitement sera également la règle au démarrage d'UP2-800 début 1994. Compte-tenu de la marche très satisfaisante des différentes installations, nous avons pu largement anticiper cette pratique en conditionnement dès à présent en ligne la plus grande partie des déchets actuellement produits par UP2-400.

"Plus précisément, le stock de produits de fission sous forme liquide, d'un niveau actuel de 1000 m³, a subi une réduction nette d'environ 200 m³ depuis le démarrage de l'atelier de vitrification en juin 1989. Depuis cette date, ont été en fait vitrifiés environ 700 m³ de produits de fission pendant que 500 m³ de solutions nouvelles étaient produits par le retraitement.

"L'entreposage en silo des coques et embouts représente un volume de 800 m³, sans augmentation depuis deux ans : un entreposage réversible en conteneurs rangés en piscine a pris la suite et représente 600 m³ à ce jour.

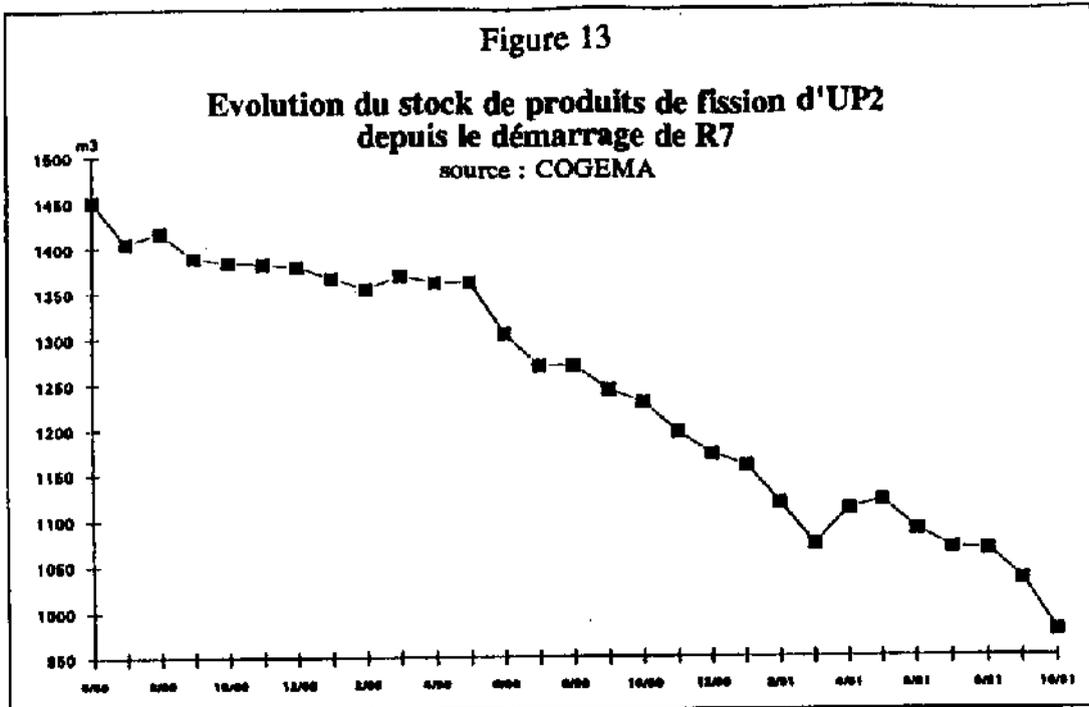
"Enfin, les boues d'épuration des effluents liquides d'UP2 représentent 9700 m³ entreposés en silos, et dont le volume est sans augmentation notable depuis 1 an, la majorité des boues produits actuellement étant bitumée en ligne.

"COGEMA s'est engagée auprès des autorités de sûreté (DSIN) à présenter avant la fin 1993 l'ensemble des dossiers démontrant, pour ces déchets non-conditionnés issus depuis 1966 de l'exploitation d'UP2, la faisabilité de leur reprise et de leur conditionnement par des procédés techniquement disponibles (bétonnage et bitumage). Les études correspondantes progressent de telle sorte que nous soyons en mesure de respecter cet engagement".

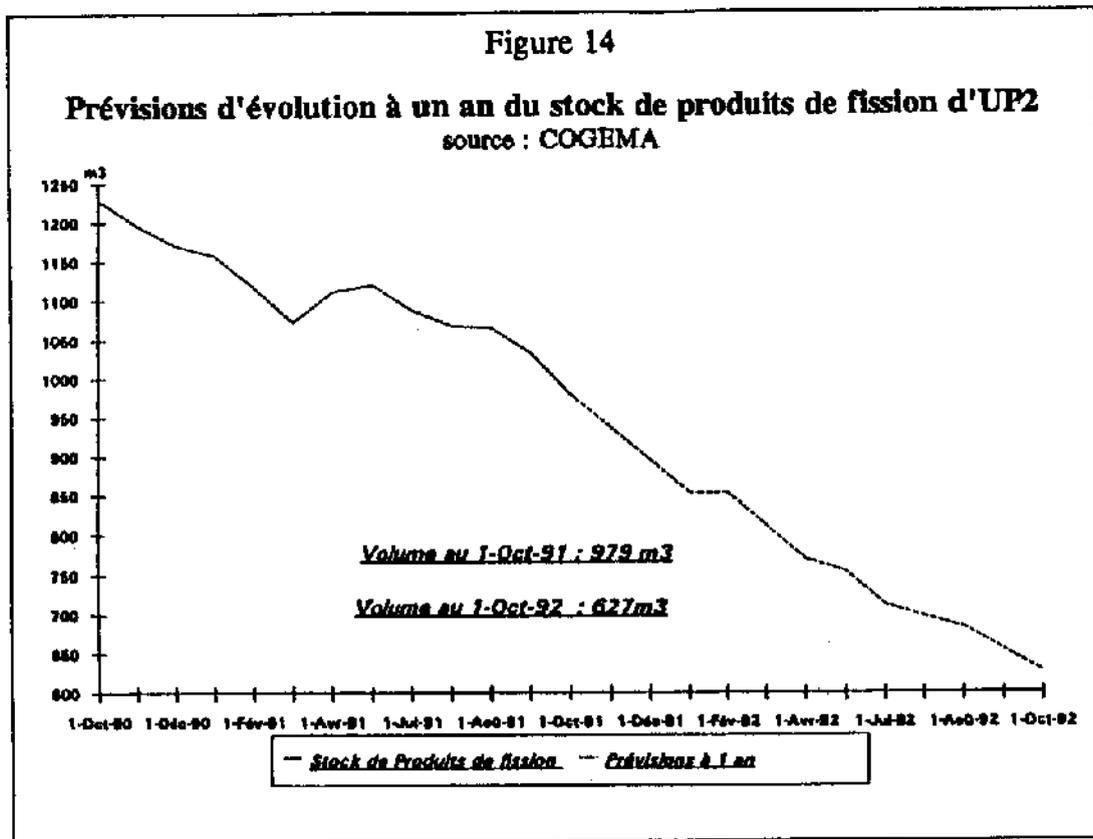
En appui à sa demande d'information, votre Rapporteur a participé, en tant qu'observateur à l'inspection de la DSIN/DRIRE du 15 octobre 1991 à la Hague sur la reprise des stocks de déchets d'UP2-400.

2.2.2. la participation de votre Rapporteur en tant qu'observateur à la visite d'inspection du 15 octobre 1991

S'agissant des produits de fission en solution et stockés dans des cuves, le démarrage de l'atelier de vitrification R7 en juin 1989 a permis de résorber une partie des stocks, ainsi que le montre la figure suivante.



Sur les bases actuelles, en considérant à la fois la capacité de l'atelier R7, les stocks actuels et les prévisions d'activité de l'usine UP2, les volumes devraient passer à 627 m3 en octobre 1992.



Les solvants usés correspondant à la même époque présentait en octobre 1991 un volume de 990 m³ environ, avec une production de 50 m³ annuelle. Les plans d'une installation de traitement des solvants sont en cours d'examen.

Les coques et embouts provenant des gânes des combustibles sont aujourd'hui stockés dans des curseurs eux-mêmes rangés dans des conteneurs placés en piscine.

Initialement, les coques, les embouts, les résines et les fines étaient entassés dans un silo, qui, au 15 octobre 1991, comprenait un volume de 818 m³.

Ainsi qu'il a été indiqué plus haut, un processus de reprise est étudié en vue d'une reprise de ces matériaux et leur conditionnement par dissémination dans une matière solide. Le problème apparaît comme complexe du fait de l'hétérogénéité des matériaux et de leur composition chimique et radioactive variable.

E. POUR UNE COMMUNICATION PLUS COMPLETE DE LA COGEMA

Votre Rapporteur a noté le souci de la COGEMA de répondre à ses demandes d'information complémentaires.

Il faut toutefois remarquer que la branche retraitement a plutôt tendance à communiquer en termes de flux et de pourcentages qu'en stocks et en valeurs absolues.

Cette approche utilisée par la COGEMA est aussi incomplète et paradoxale que si les obligations comptables d'une entreprise ne comprenaient que l'établissement d'un compte de résultats et non pas celui d'un bilan.

Les deux approches - flux et stocks - sont en tout état de cause nécessaires.

Votre Rapporteur estime que les informations qui lui ont été données doivent être complétées et propose que l'Office en fasse la demande à la COGEMA de la manière la plus officielle.

Cette demande de l'Office viendrait appuyer les questions réitérées de nombreuses fois mais sans succès à la COGEMA par des membres très influents de la Commission locale d'information.

CHAPITRE III

MAINTENANCE, SURETE ET SECURITE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES A ELECTRICITE DE FRANCE

La maintenance est un facteur clé pour toute industrie et en particulier pour l'industrie nucléaire.

La maintenance doit permettre bien sûr un niveau d'activité satisfaisant de l'installation. Elle doit aussi et surtout dans le cas des industries à risque permettre de conserver à l'installation le niveau de sûreté prévu à la conception.

L'importance de la maintenance dans les centrales nucléaires a été soulignée en France en 1989 par deux incidents l'un à Dampierre et l'autre à Gravelines. Des erreurs commises lors d'opérations de maintenance ont conduit l'autorité de sûreté à classer les incidents à des niveaux inhabituels de l'échelle de gravité, en raison de la dégradation du niveau de sûreté qu'elles avaient entraînée.

Depuis lors, Electricité de France a entrepris une réforme profonde de la maintenance qui est en fait incluse dans un vaste plan qualité à l'échelle de l'ensemble des centrales nucléaires.

Votre Rapporteur, dès la préparation du rapport de l'Office pour 1990, a suivi le dossier de la maintenance à EDF d'une manière approfondie. Ce dossier a de nouveau été examiné en détail en 1991.

Votre Rapporteur a en premier lieu cherché à s'informer le plus complètement et le plus concrètement possible des données du problème, par des entretiens, des visites sur le terrain et par l'organisation de débats.

Les informations de première source utilisées par votre Rapporteur sont ainsi les suivantes :

- participation à la mission ASSET de l'AIEA sur l'incident des soupapes de sûreté de Gravelines, 16 au 20 juillet 1990
- auditions publiques des 8, 13 et 16 novembre 1990

- participation à la mission de l'inspection nucléaire du SPT d'EDF à Gravelines, les 26, 27 et 28 février 1991
- table ronde sur la maintenance et la sûreté, organisée par l'Office le 1er octobre 1991.

Conformément à la démarche constante de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, votre Rapporteur n'entend pas se substituer à l'exploitant et à l'autorité de sûreté dans l'exercice de leurs responsabilités en suggérant des actions qu'il leur appartient de prendre.

Il est toutefois nécessaire, pour la transparence du nucléaire et donc pour la sûreté de rendre compte des débats en cours sur ce sujet particulièrement important de la maintenance.

La maintenance touche en effet à la rentabilité et à la sûreté des équipements mais également aux conditions de travail et à la sécurité des travailleurs du nucléaire.

La mobilisation de tous les acteurs qui est en cours actuellement est, pour votre Rapporteur, une étape essentielle certes mais seulement la première dans un processus à long terme.

A. LA MOBILISATION DE L'EXPLOITANT ET DES AUTORITES DE SURETE ET DE RADIOPROTECTION

Un accord existe aujourd'hui entre toutes les parties prenantes du nucléaire pour reconnaître l'importance de la maintenance pour la sûreté nucléaire.

Les réacteurs en service ont fait l'objet au cours des dernières années d'améliorations diverses, portant sur des dispositifs additionnels de sûreté comme les filtres de dépressurisation ou sur les interfaces hommes-machines rationalisées et optimisées notamment en appliquant les enseignements de l'accident de Three Mile Island.

Les procédures de conduite ont fait également l'objet d'améliorations, notamment grâce aux études probabilistes de sûreté qui ont permis la mise en évidence de séquences potentiellement dangereuses.

Les opérations de maintenance constituent aujourd'hui la "nouvelle frontière" de la sûreté. Par ailleurs, la sécurité de ces opérations pour les travailleurs nécessite d'être systématisée, même si chacune d'entre elles considérée sur un plan technique est maîtrisée.

S'il y a accord pour donner une grande attention à la maintenance, on verra par la suite que c'est l'occasion d'un dialogue très vif entre l'exploitant et l'autorité de sûreté.

Force est d'ailleurs de constater que ce dialogue n'est pas terminé, notamment parce que toutes les conséquences des choix théoriques faits ne sont pas encore tirées.

1. LE RENFORCEMENT DE LA SURETE EN MAINTENANCE : UNE MISE EN ACTION DIFFICILE

La question de la qualité et donc de la sûreté des opérations de maintenance constitue l'un des axes de l'action de l'autorité de sûreté depuis 1989. Le rapport annuel de 1988 du SCSIN - aujourd'hui la DSIN - insistait sur la nécessité de poursuivre des contrôles sur l'organisation des travaux pendant les arrêts de tranche et sur l'importance qu'il convenait d'apporter aux facteurs humains.

La relation des rapports entre l'exploitant et l'autorité de sûreté montre la difficulté de faire entrer dans les faits - c'est-à-dire des milliers d'opérations faites par des milliers d'intervenants - le souci légitime de voir la qualité de la maintenance s'améliorer rapidement.

1.1 les incidents de maintenance de 1989

L'année 1989 en matière de sûreté à EDF se caractérise notamment par trois incidents résultant d'erreurs dans des opérations de maintenance. Ces incidents n'occasionnent pas d'altération immédiate de la sûreté mais compromettent le bon fonctionnement de dispositifs de sûreté importants en situation incidentelle ou accidentelle.

Ils donnent le départ d'un dialogue très vif entre l'autorité de sûreté et l'exploitant.

1.1.1. L'incident de Dampierre 1 - 1er août 1989

Ainsi que l'indique le rapport d'activité du SCSIN [22], le 1er août 1989, au cours d'une intervention dans le bâtiment réacteur, des agents d'exploitation constatent la présence anormale de deux bouchons sur les tuyauteries du circuit de brassage et de piégeage de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement.

En cas d'accident, l'oxydation des gaines du combustible conduit en effet généralement à la formation d'hydrogène. Un circuit spécifique assure un brassage de l'atmosphère de l'enceinte de confinement et le piégeage de l'hydrogène.

Les deux bouchons dont la présence anormale est détectée rendent indisponibles ce circuit. Ils auraient dû être enlevés avant le redémarrage du 23 décembre 1988. Au cours du cycle suivant - soit 6 mois -, le réacteur fonctionne

dans une configuration où le circuit ci-dessus n'est pas en état d'assurer une fonction de sûreté importante en cas d'accident.

L'incident est classé au niveau 2 de l'échelle de gravité.

1.1.2. l'incident de Gravelines 1 - 16 août 1989

Le 16 août, lors des contrôles prévus avant chaque redémarrage après rechargement en combustible, l'exploitant constate une anomalie de fonctionnement des trois soupapes de sécurité du circuit primaire du réacteur.

Ces trois soupapes sont destinées à protéger le circuit primaire des surpressions incidentelles et accidentelles susceptibles de se produire en fonctionnement.

Trois vis - pleines au lieu d'être perforées - ont été montées sur le circuit auxiliaire de déclenchement des soupapes. Les pressions nominales d'ouverture des soupapes n'étaient plus respectées.

Le SCSIN considère ainsi que le réacteur a fonctionné pendant plus d'un an dans une situation différente de celle prévue par les spécifications - même si l'exploitant démontre que les pressions modifiées d'ouverture et de fermeture des soupapes garantissaient l'intégrité du circuit primaire.

Le SCSIN observe également que l'anomalie résulte de plusieurs insuffisances dans l'organisation de la qualité.

L'incident est en conséquence classé au niveau 3 de l'échelle de gravité.

Dans les semaines qui suivent [SCSIN, op.cit.], *"d'autres défaillances ont été mises en évidence, soit par l'exploitant lui-même, soit lors de visites de surveillance effectuées par les inspecteurs des installations nucléaires de base"*.

1.2. le dialogue Autorité de sûreté - Electricité de France

L'autorité de sûreté enclenche en conséquence une série d'actions destinées à amener l'exploitant à tirer en profondeur les leçons de ces deux incidents.

1.2.1. les demandes des ministres en septembre 1989

Par lettre datée du 19 septembre 1989, le ministre de l'industrie et de l'aménagement du territoire et le Secrétaire d'Etat auprès du Premier ministre, chargé des risques technologiques et naturels majeurs, demandent à l'exploitant d'engager une analyse critique de l'ensemble de l'organisation et des moyens mis en œuvre pour assurer la qualité des opérations de maintenance [23].

L'analyse d'EDF doit porter sur :

- l'amélioration de la définition des opérations de maintenance

- le renforcement de la préparation et du suivi des opérations confiées à des prestataires lors des arrêts programmés des réacteurs
- l'amélioration de la rapidité et de l'exhaustivité de la correction des erreurs mises en évidence par l'expérience acquise
- le renforcement du poids des structures destinées à assurer la sûreté à l'intérieur des centrales.

De plus, la demande précisait que la mise en oeuvre de ces différentes orientations pouvait nécessiter une augmentation des moyens des structures correspondantes.

Le SCSIN demande enfin des mesures immédiates à court terme, applicables dès le 1er janvier 1990.

Des décisions immédiates sont prises par EDF. Parmi celles-ci, ainsi que l'indique l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF [24], figure *"l'obligation de requalifier les systèmes de sécurité avant redémarrage, afin de détecter d'éventuelles erreurs avant qu'elles n'aient de conséquences pour la sûreté de la centrale"*.

Le 5 octobre 1989, le Directeur général d'EDF s'engage à présenter un programme d'actions détaillées à la fin du mois de juin 1990

Le 3 janvier un premier état des mesures envisagées par EDF est porté à la connaissance de l'autorité de sûreté. Des actions sont envisagées sur les points suivants :

- l'organisation
- la qualité des acteurs
- les comportements individuels et collectifs
- les activités de contrôle
- les supports techniques aux centrales
- la culture de sûreté et la formation.

L'année 1990 se caractérise par la préparation de sa réponse de fond par l'exploitant et devant l'insuffisance des améliorations immédiates par de nouvelles demandes de l'autorité de sûreté.

1.2.2 la réponse de fond d'EDF

Une réflexion est conduite à Electricité de France par un groupe ad hoc composé de responsables opérationnels de différents niveaux [P. TANGUY, op.cit.].

Différents travaux avaient été réalisés en 1989, notamment par la mission "Facteurs humains" et la mission "Effectifs".

Le rapport du groupe ad hoc dit rapport Sûreté-Maintenance, approuvé en interne par le Conseil de Sûreté Nucléaire et par le Directeur général, est transmis aux ministres fin juin 1990.

Les dispositions prévues sont examinées par le SCSIN puis par le Groupe permanent réacteurs les 8 et 12 novembre 1990.

EDF choisit délibérément l'appropriation par les sites des mesures préconisées par le rapport Sûreté-Maintenance.

C'est ainsi que les 20 plans d'action émanant des sites nucléaires sont transmis au ministre de l'industrie en mars 1991.

1.2.3. les nouvelles demandes d'action urgente de l'autorité de sûreté en octobre 1990

Selon la DSIN [op.cit.], *"les différentes inspections et analyses menées au cours du premier semestre 1990, ne mettent pas en évidence d'améliorations notables de la qualité des opérations de maintenance"*.

L'incident survenu à Dampierre 1 préoccupe la DSIN. Des capteurs permettant de mesurer le débit de vapeur en sortie des trois générateurs de vapeur ont été requalifiés avant le redémarrage, c'est-à-dire réglés de nouveau. Pour ce faire, des vannes d'isolement ont été actionnées afin de permettre les réglages. Mais ces vannes ont été laissées fermées après l'opération de requalification. De sorte que les mesures ne sont plus opérationnelles après le redémarrage.

Les carences dans les opérations de requalification déjà mises en évidence en 1989 se sont retrouvées à Dampierre 1.

En conséquence, selon le rapport de la DSIN, *"le SCSIN demande, par lettre du 3 octobre 1990, que le service de la production thermique d'EDF renforce les actions mises en oeuvre, en particulier dans les domaines des anomalies, du contrôle des travaux, des interventions sur les matériels redondants, des requalifications ou de la gestion des outillages provisoires utilisés durant l'arrêt d'un réacteur"*.

La DSIN saisit le Conseil Supérieur de Sûreté et d'Information nucléaire de la question de l'amélioration de la maintenance qui l'examine dans sa séance du 28 novembre 1990 et le remet à l'ordre du jour de sa séance du 19 février 1991.

1.2.4. les engagements supplémentaires d'EDF début 1991

EDF répond à la demande de l'autorité de sûreté du 3 octobre 1990 en s'engageant sur les points suivants :

- toutes les mesures compensatoires annoncées dès le début 1990 devront être intégralement mises en oeuvre en 1991

- de actions complémentaires doivent être réalisées sur les différents sites: création d'une ingénierie de conduite et d'une ingénierie de maintenance, mise en oeuvre des plans qualité-sûreté, mise en place systématique de commissions d'arrêts de tranches, pérennité des structures d'arrêt de tranche.

- le détail des mesures figurera dans les plans d'action de chacun des sites qui seront achevés à la fin du mois de mars.

Une mission était créée au Service de la Production Thermique pour impulser et coordonner les réformes préconisées par le rapport Sûreté-Maintenance.

Selon les indications données à votre Rapporteur lors de la table ronde sur la sûreté et la maintenance qu'il a organisée le 1er octobre 1991, en juillet 1991, EDF estimait qu'environ 60 % des engagements pour 1991 étaient remplis.

1.2.5. les craintes de l'autorité de sûreté en octobre 1991

A l'inverse de l'opinion rassurante donnée par EDF à votre Rapporteur, la DSIN estime début octobre 1991 qu'un retard important existe en ce qui concerne la mise en oeuvre d'un volet fondamental de la réforme de la maintenance.

Ce volet est celui des plans qualité-sûreté des entreprises extérieures, c'est-à-dire la prise en compte des objectifs de qualité et de sûreté fixés par EDF par les entreprises sous-traitantes.

Un autre sujet de préoccupation exprimé par le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires est celui d'éventuels reports d'opérations de maintenance programmées pour la fin de l'année 1991 ou le début de l'année 1992, en raison d'impératifs de production.

Or, des anomalies ont été découvertes en septembre et octobre 1991 à Bugey-3, Bugey-4 et Fessenheim-1 [25] et [26]. Des fissures longitudinales traversantes sont apparues sur un des manchons étanches assurant le passage des barres de contrôle du cœur du réacteur à Bugey-3. Des fissures longitudinales de surface ont, à la suite d'un contrôle systématique, été découvertes à Bugey-4 et Fessenheim-1.

Bugey-3 dont la révision décennale devait se terminer en décembre 1991 est immobilisée jusqu'à juin 1991. Une enquête approfondie sur les trois autres réacteurs du palier CP0 et aux réacteurs 1300 MWe devrait être terminée à la mi-décembre 1991.

Ainsi que le montre le compte-rendu sténographique de la table ronde, placé en annexe au présent rapport, le Directeur de la Sûreté des Installations nucléaires souligne la difficulté de respecter les impératifs de sûreté s'il n'y a pas de "matelas de sécurité" pour la production.

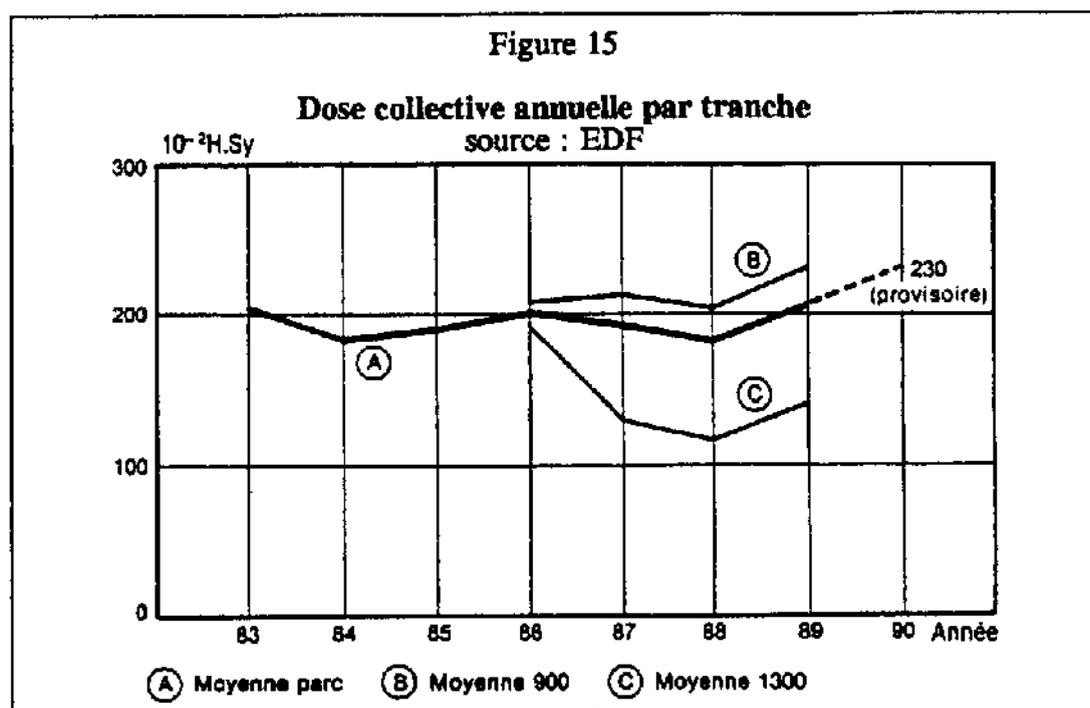
Enfin, la DSIN considère à l'inverse d'EDF que des assurances doivent lui être données en ce qui concerne les moyens affectés à la réforme de la maintenance.

Votre Rapporteur estime que la question d'une maintenance de qualité étant cruciale pour la sûreté, l'autorité de sûreté est fondée à mettre tout son poids dans la balance pour obtenir, à marche forcée, une amélioration significative de la part d'EDF, les impératifs de production ne devant passer qu'en priorité de second rang.

2. SECURITE ET MAINTENANCE : DES DEFICIENCES CRITICABLES POUR LE SUIVI DOSIMETRIQUE DES PERSONNELS DES SOUS-TRAITANTS ET DES INTERIMAIRES :

La radioprotection des travailleurs réalisant les interventions de maintenance sur les réacteurs nucléaires et leurs équipements connexes est une question fondamentale de la sécurité nucléaire.

Or, l'on constate qu'en dépit de tous les efforts faits, la dose collective annuelle par tranche a tendance en France à rester stable sinon faiblement croissante, ainsi que le montre la figure ci-après, extraite du rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF [P. TANGUY, op.cit.].



C'est en grande partie lors des opérations de maintenance en fonctionnement ou en arrêt que sont accumulées les doses reçues par les travailleurs.

Or les opérations de maintenance sont prises en charge dans une proportion non négligeable par des travailleurs extérieurs à EDF, dont le suivi dosimétrique est souvent d'une qualité inférieure à ce qu'il est pour les agents d'EDF.

Les syndicats dénoncent depuis longtemps cette situation et réclament un suivi dosimétrique précis et draconien pour les travailleurs des entreprises extérieures et pour les travailleurs intérimaires.

Cette question est d'une importance capitale. Elle a été examinée par de nombreuses instances.

Votre Rapporteur évoque dans la suite le suivi dosimétrique des travailleurs extérieurs en estimant que le retard accumulé dans l'application de solutions efficaces a trop duré.

La situation présente impose des progrès urgents et décisifs, progrès qui sont également nécessités par l'évolution prévisible des centrales électronucléaires.

2.1. une question d'une extrême gravité

Selon le rapport 1990 de l'Office [op.cit.], les doses annuelles reçues par le personnel d'EDF représentaient 20 % du total et celles reçues par le personnel extérieur 80 % lors des opérations d'arrêt de tranche.

Plusieurs facteurs expliquent cette situation.

2.1.1. l'importance de la sous-traitance en maintenance

Selon les indications données à votre Rapporteur lors de l'inspection de Gravelines à laquelle il a participé, la maintenance pendant le fonctionnement d'un réacteur est effectuée en quasi-totalité par les équipes du site. En période d'arrêt de tranche, c'est 40 à 60 % de la maintenance qui est sous-traitée.

Lors de l'audition publique du 1er octobre, ces ordres de grandeur ont été confirmés par le chef du SPT, M. P. CARLIER [27] :

- en fonctionnement, EDF assure 80 % de la maintenance, les entreprises sous-traitantes 20 %
- pendant l'arrêt de tranche, EDF assure 41 % des travaux et les entreprises sous-traitantes 59 %
- au total, sur les 14 millions d'heures de travail consacrées aux travaux de maintenance - y compris les tâches de servitude - 60 % sont réalisés par des entreprises extérieures.

2.1.2. la sous-traitance des tâches à exposition forte et de qualification réduite

Selon M. CREMONA, représentant la CGT [28], les personnels des entreprises sous-traitantes prennent trois fois plus de doses que les agents EDF. Pour M. ROUSSON, représentant la CFTC, 95 % des doses supérieures aux normes sont subies par les travailleurs des entreprises sous-traitantes et/ou les travailleurs intérimaires.

Les travaux de faible qualification situés en zone exposée sont en effet souvent confiés à des entreprises sous-traitantes : montage/démontage d'échaffaudage, nettoyage et décontamination, décalorifugeage et calorifugeage, robinetterie, etc.

A l'inverse, des travaux de haute technicité peuvent être également sous-traités mais les précautions prises sont alors d'un autre niveau.

Par ailleurs, la faible qualification des tâches et la précarité de l'emploi dans de nombreuses entreprises sous-traitantes sont clairement désignées par les syndicats comme des facteurs pouvant amener certains intervenants à dissimuler les films dosimétriques ou les compteurs pour éviter l'enregistrement de débits de dose. De sorte que les chiffres relatifs aux doses subies par les travailleurs extérieurs sont sans doute largement supérieurs aux chiffres indiqués plus haut.

En effet, une accumulation de doses absorbées supérieure à la valeur annuelle autorisée pour les travailleurs du nucléaire - soit 50 mSv/an ou 5 rem/an - peut interdire en théorie l'embauche.

D'où, ainsi que les représentants des syndicats l'ont indiqué à votre Rapporteur, la nécessité pour certains travailleurs arrivés en limite de dose de masquer le film dosimétrique pendant certaines opérations ou de l'échanger avec celui d'autres personnes sous peine de perdre leur emploi.

2.1.3. des dangers accrus à l'avenir

Il est probable qu'à l'avenir, compte-tenu du vieillissement des centrales, les opérations de maintenance voire de remplacement de composants devraient augmenter en nombre.

Ainsi que le signalait M. F. SERUSCLAT, dans le rapport de l'Office pour 1990 [29], certains facteurs pourraient conduire à une diminution des doses comme de meilleurs choix de métaux et d'équipements tous plus durables ou le développement de la robotique.

Mais ces éléments risquent fort de ne pas l'emporter par rapport à la multiplication des interventions en milieu hostile pour des motifs de maintenance préventive ou fortuite.

2.2. l'attention de l'Office parlementaire d'évaluation

L'Office dans son rapport 1990 sur la sûreté et la sécurité des installations nucléaires a longuement traité la question, à la suite des rencontres de ses Rapporteurs avec les principaux responsables du nucléaire sur le terrain et lors d'auditions publiques.

La conclusion du rapport sur ce sujet (p.31, op.cit.) était la suivante : *"la question qui se pose aujourd'hui est de savoir s'il faut mettre en place des systèmes de dosimétrie nominative"*.

La 4ème proposition de l'Office relative à la sécurité et à l'information était la suivante :

"le projet de directive du 20 février 1990 assurant aux travailleurs extérieurs une protection égale à celle assurée aux travailleurs directement"

employés par les exploitants dans des lieux exposés à des rayonnements ionisants doit être adopté malgré les difficultés que pose sa traduction en droit interne.

La création de systèmes centralisés nationaux interconnectés en un seul réseau informatisé européen doit être rapidement développée".

En 1991, votre Rapporteur a rencontré les Comités d'hygiène et de sécurité et des conditions de travail des sites nucléaires dans lesquels il s'est rendu et les a systématiquement interrogés sur cette question.

La table ronde du 1er octobre 1991 a permis à chacun de donner sa position.

Force est de constater que l'appel de l'Office de 1990 n'a pas été suivi avec suffisamment d'efficacité.

Le moment est venu, une année plus tard, de stigmatiser avec vigueur tant le système de réglementation insuffisamment rapide dans le traitement d'une question critique, que le laxisme dont fait trop souvent preuve l'exploitant, pour des motifs qui ne sont certes pas tous condamnables mais qui ne doivent pas l'emporter sur l'impératif de la protection de la santé des travailleurs.

2.3. un délai de 3 ans entre la décret instaurant une carte individuelle et l'arrêté permettant son entrée en vigueur

L'attention de l'autorité chargée de la radioprotection est portée depuis des années sur le problème du suivi dosimétrique des travailleurs extérieurs.

Il est malheureusement nécessaire de constater que la situation n'a pas évolué favorablement, du fait de nombreux blocages, jusqu'à un passé très récent.

2.3.1. 1988, année du premier texte permettant une action réelle

Le SCPRI indique que ce n'est qu'à partir de 1988 qu'il a été chargé d'une mission réglementaire en matière de protection individuelle des travailleurs exposés aux rayonnements et à la radioactivité, par le décret du 6 mai 1988 pour les travailleurs dans les installations nucléaires de base.

Le contrôle de la dosimétrie des travailleurs extérieurs n'a pu dans ces conditions se faire que dans le cadre d'un volontariat des entreprises sous-traitantes. En 1987, le SCPRI contrôlait 7 500 travailleurs et en 1991 15 000, c'est-à-dire près des trois quarts du nombre total de travailleurs extérieurs.

Selon un communiqué transmis à votre Rapporteur [30], à la suite d'articles publiés par le quotidien Libération [31] et [32] :

"Si le SCPRI n'a, en 1987, pu contrôler qu'environ 1/3 des travailleurs extérieurs connus d'EDF, c'est parce que la réglementation existante ne

permettait pas jusqu'alors de leur imposer le port obligatoire d'une carte nationale enregistrée, seul moyen de lutter efficacement contre les irrégularités évoquées.

"La publication de l'arrêté du 31 juillet 1991, qui officialise la carte préenregistrée de suivi médical, donne au SCPRI - qui l'a proposée dès 1980 - les moyens d'une lutte efficace contre des irrégularités qui ne peuvent à l'évidence lui être imputées.

"Le nombre des travailleurs extérieurs enregistrés en 1991 par le SCPRI est de 15 000 et ces nouvelles dispositions réglementaires devraient, courant 1992, permettre de couvrir la totalité des intéressés".

2.3.2. trois années perdues entre le décret de 1988 et l'arrêté d'application de 1991

Le décret n° 88-662 du 6 mai 1988 modifiant le 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, stipule dans son article 28 :

"une carte individuelle de suivi médical, dont les modalités seront fixées par arrêté des ministres chargés du travail, de la santé, et de l'agriculture, doit être remise par le médecin à tout travailleur de catégorie A".

L'article 33 dispose que :

"le service central de protection contre les rayonnements ionisants enregistre les résultats de la surveillance de l'exposition des travailleurs à ces rayonnements, en liaison avec les médecins du travail, et il assure l'exploitation et la conservation de ces résultats".

Or ce n'est que trois ans plus tard qu'est publié le texte d'application, à savoir l'arrêté du 31 juillet 1991 fixant les modalités et le contenu prévus à l'article 40 du décret n° 86-1103 du 2 octobre 1986 et à l'article 44 du décret n° 75-306 du 28 avril 1975 modifié.

L'arrêté du 31 juillet 1991 indique que:

- le conseil supérieur de la prévention des risques professionnels a rendu son avis le 14 novembre 1990
- la commission nationale d'hygiène et de sécurité du travail en agriculture a rendu le sien le 13 décembre 1990
- la commission nationale de l'informatique et des libertés a enfin donné son avis le 28 mai 1991.

Les instances consultées ont donc été nombreuses. Mais le retard enregistré est un dysfonctionnement inexcusable de l'Etat pour le traitement d'un problème grave et urgent, celui de la protection de la santé des travailleurs extérieurs des installations nucléaires.

Mais il semble également que l'exploitant pour des raisons pas toujours condamnables ait fait preuve d'un certain laxisme dans le contrôle dosimétrique des travailleurs extérieurs.

2.4. le rôle central de l'exploitant dans le suivi dosimétrique

S'agissant du rôle de l'exploitant dans le suivi dosimétrique, plusieurs points doivent être évoqués. En premier lieu, l'exploitant met en oeuvre son propre système de suivi des doses absorbées et la question se pose de savoir si ce système est meilleur ou moins bon que le système du SCPRI. En deuxième lieu, nombreux sont les observateurs, notamment parmi les syndicats, qui estiment qu'aucun système de suivi ne peut fonctionner si l'exploitant n'applique pas d'une façon draconienne ses dispositions. Ces questions méritent d'être abordées, dans la perspective d'un renforcement du suivi dosimétrique des travailleurs extérieurs.

2.4.1. dosimétrie opérationnelle et dosimétrie film

La rivalité entre la dosimétrie film et la dosimétrie électronique recouvre, au delà du débat technique, des oppositions potentielles sur la méthodologie du suivi.

. la dosimétrie électronique mise en oeuvre par l'exploitant

La dosimétrie opérationnelle, mise en oeuvre par l'exploitant, permet de mesurer les doses reçues pendant un intervalle de temps donné et repose généralement sur l'utilisation d'un petit appareil électronique porté par chaque travailleur.

L'intérêt de ces dosimètres électroniques est de permettre une lecture immédiate et en clair des doses reçues et donc, en particulier de conduire à des contre-mesures immédiates en cas d'irradiation.

Les inconvénients des dosimètres électroniques sont de deux ordres : d'une part, ils sont soumis à une dérive dans le temps et d'autre part, ils peuvent donner des résultats aberrants en cas de choc.

A partir de janvier 1992, les résultats des contrôles opérationnels dans les centrales effectués avec les dosimètres électroniques seront, grâce au système DOSIMAT d'EDF interconnectés à l'échelle nationale et cumulés et archivés pendant cinq ans [33].

. la dosimétrie film du SCPRI

Pour le SCPRI, il semble que, dans l'état actuel des techniques et de l'organisation de la radioprotection, les dosimètres films soient irremplaçables.

Le dosimétrie film, portée également par chaque individu, permet un cumul plus sûr que la méthode précédente des doses reçues. Le film présente un autre avantage : il peut servir, une fois développé, de preuve matérielle en termes médico-légaux.

Les deux systèmes coexistent donc à l'heure actuelle. Les dosimètres opérationnels sont mis en oeuvre par l'exploitant. Les dosimètres films sont mis en oeuvre et contrôlés par le SCPRI.

. vers des dosimètres fiables et inviolables lus par télétraitement et des terminaux pour les médecins du travail ?

Il est vraisemblable que des progrès techniques devraient permettre une fiabilité parfaite des dosimètres électroniques.

De même il est parfaitement réaliste d'envisager que ces dosimètres électroniques combinés à un microprocesseur portant un code inviolable puissent être lus dans un terminal commandant l'entrée et la sortie des zones de travail.

Un système unique de dosimétrie fiable et permettant une centralisation de données se profile à l'horizon des dix années à venir.

Il suppose bien sûr des investissements importants tant au niveau des exploitants qu'à celui des autorités chargées de la radioprotection.

Dans la logique du rôle essentiel accordé aux médecins du travail, il faudrait également équiper en terminaux les médecins du travail des entreprises sous-traitantes ou ceux dont elles dépendent. Il faudrait enfin une autorisation de la Commission nationale informatique et libertés.

Ces nombreuses conditions ne semblent toutefois pas diminuer fortement la probabilité d'émergence d'un tel système dans les prochaines années.

Mais ce nouveau système, comme l'actuel introduit par l'arrêté du 31 juillet 1991, ne peut fonctionner correctement sans l'appui de l'exploitant.

2.4.2. le nécessité de l'implication de l'exploitant, quel que soit le système de suivi envisagé

L'article 2 du décret n° 75-306 du 28 avril 1975, modifié par l'article 3 du décret n° 88-662 du 6 mai 1988 précise :

"l'exploitant d'une ou de plusieurs installations nucléaire de base comprises dans un même site au sens de l'article 3 du décret du 11 décembre 1963 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 causés par les rayonnements ionisants.

(...) 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."

Le texte est donc clair : le chef de l'entreprise sous-traitante est responsable mais l'exploitant est responsable de l'échange d'information entre les sous-traitants et lui-même.

Par ailleurs, le cas des changements d'employeur est prévu par la réglementation. Ainsi, selon le décret n° 88-662 du 6 mai 1988 :

"si l'entreprise vient à disparaître ou si le travailleur vient à changer d'entreprise, l'ensemble du dossier - dossier médical spécial et dossier médical normal - est transmis soit au médecin du travail de la nouvelle entreprise soit au SCPRI, à charge pour celui-ci de l'adresser, le cas échéant, à la demande du travailleur, au médecin du travail désormais compétent".

La clé du sérieux de la dosimétrie des employés des sous-traitants et des travailleurs intérimaires est évidemment dans les mains de l'exploitant.

EDF admettait en 1986, dans un courrier adressé au Docteur PILLE, alors médecin du travail au CIHS de l'aménagement EDF de Paluel que le cas des personnels non DATR (non directement affectés à des travaux sous rayonnements) employés par des prestataires est le plus difficile, même si leur entrée et leur circulation en zone contrôlée ne peuvent se faire qu'accompagnées par une personne DATR dûment avertie en matière de radioprotection [34].

Le contrôle que fait l'exploitant du port par tous les travailleurs extérieurs des instruments d'identification et de suivi - carte et film dosimétrique - rendus obligatoires par la réglementation est déterminant. Sans vigilance et sans inflexibilité de l'exploitant, rien ne peut évidemment se faire.

. les compétences du CHSCT doivent-elles être étendues ?

La CFTC [35] préconise pour une meilleure surveillance des conditions d'emploi de l'ensemble des travailleurs et en particulier des travailleurs intérimaires, d'une part un élargissement de la représentation du CHSCT et d'autre part l'aval de celui-ci pour l'ouverture des chantiers en zone exposée.

Selon votre Rapporteur, qui a constaté un grand sens de leurs responsabilités et un engagement professionnel important chez les membres des CHSCT, ces dispositions mériteraient d'être étudiées.

. un problème complexe en raison de l'importance des chantiers et de leur poids économique

Votre Rapporteur a pu mesurer sur place les difficultés de gestion du personnel extérieur lors des arrêts de tranche où, classiquement, l'effectif des travailleurs d'une tranche est multiplié par trois par les apports de personnels extérieurs.

Il est par ailleurs clair que le poids économique des opérations sous-traitées peut s'avérer déterminant pour une entreprise et les travaux offerts la seule chance d'activité pour de nombreuses personnes.

En l'occurrence, les impératifs de sûreté et la sécurité des travailleurs vont dans le même sens.

La sûreté commande qu'EDF fasse intervenir en sous-traitance des entreprises fidélisées, mettant à sa disposition des employés bien formés et possédant une expérience du travail en zones exposées.

De la même façon, des chantiers bien organisés et bien tenus permettent tout à la fois une diminution des doses collectives reçues et une meilleure fiabilité des opérations réalisées.

Sûreté et sécurité vont de pair, en particulier dans la maintenance.

B. LA SURETE DE LA MAINTENANCE : UN PROBLEME DE FOND ET DE LONGUE DUREE QUI MERITE UNE ATTENTION PERMANENTE

La sûreté de la maintenance et la sécurité en maintenance constituent des enjeux majeurs pour les années à venir. Il ne saurait être question de voir dans les débats actuels entre l'autorité de sûreté et l'exploitant une passe d'arme d'un intérêt conjoncturel.

La question de la maintenance est fondamentale pour la compétitivité de l'énergie nucléaire. Les tensions sur la capacité de production provoquées par l'indisponibilité de certains réacteurs en France sont là pour le prouver. De même, la prolongation de la durée de vie des centrales conditionne pour une part importante la production d'électricité aux Etats-Unis dans les années à venir (voir deuxième partie). Enfin, la complexité des opérations de démantèlement des réacteurs existants conduira à essayer de prolonger leur activité le plus possible, pour éviter de créer de nouveaux sites.

Mais la question de la maintenance est cruciale pour la sûreté des installations nucléaires. C'est dans cette perspective que sont abordés successivement la fiabilité du matériel, les facteurs humains, l'organisation du travail et les procédures, et l'organisation générale de l'entreprise et de ses sous-traitants.

1. LA FIABILITE ET LE VIEILLISSEMENT DU MATERIEL

"Le vieillissement des centrales pose et posera de plus en plus de problèmes aux exploitants nucléaires. (...) Il faut que ce thème du vieillissement avec tous ses aspects devienne une des "grandes affaires" de l'entreprise".

Ainsi s'exprime dans son rapport Sûreté nucléaire 1990, l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'Electricité de France, M. Pierre TANGUY [op.cit.].

Ce constat fait sur l'exigence d'accélérer les programmes d'étude sur le vieillissement fait pour la France par M. TANGUY, peut être fait pour les organisations internationales et les autres pays.

Votre Rapporteur, au cours de ses rencontres avec différents responsables du nucléaire en France et à l'étranger a noté une prise de conscience de l'urgence d'études sur le vieillissement. Il convient de l'inscrire dans les faits.

Le vieillissement du matériel produit des conséquences en premier lieu sur la fiabilité et la disponibilité du matériel. Il met en cause aussi la maintenance et donc au final la sûreté des installations.

1.1. les programmes des organismes internationaux

En 1990, l'AIEA a publié plusieurs rapports de groupes d'expert sur les phénomènes de vieillissement [36].

Le premier rapport concerne les questions de sûreté que pose le vieillissement, les mécanismes de vieillissement des matériaux, la détection et l'atténuation des effets du vieillissement. Le deuxième rapport traite du recours aux évaluations probabilistes de sûreté dans le contexte de la prolongation de la durée de vie des centrales.

Deux autres rapports sont en préparation, l'un sur les pratiques recommandées pour la collecte et l'enregistrement des données et l'autre sur les méthodes pour le choix des composants à évaluer.

Le programme PISC (Programme d'Inspection des Composants en Acier) est, quant à lui, un programme mené conjointement par la Commission des Communautés européennes et par l'Agence de l'OCDE pour l'Energie nucléaire (AEN-OCDE). Un conseil de gestion composé des représentants de tous les pays participants assure la conduite globale du programme. Le Centre commun de recherche de la CCE à Ispra (Italie) est chargé de la gestion du programme technique.

Le programme PISC a été lancé en 1975 et a d'abord mis l'accent sur le perfectionnement des techniques de contrôle non destructif. La phase actuelle du programme a principalement pour objet d'évaluer, dans des conditions réelles, sur le terrain, la fiabilité des méthodes de contrôle non destructif sur une vaste gamme de composants et de matériaux. En outre le programme étudie la validation des modèles mathématiques d'inspection par ultrasons, en vue de déterminer la façon la plus efficace de les appliquer [37].

La Commission des Communautés européennes, outre sa participation au programme PISC, gère une banque de données sur la durée de vie des composants des centrales, dont les données sont fournies par les pays membres [38]. En outre, le programme de recherche à frais partagés Telemat consiste en la mise au point d'appareillages divers pour la télémanipulation en milieu "hostile et perturbé".

Quant à l'AEN, son représentant, M. Jacques ROYEN indiquait au cours de la table ronde sur la maintenance organisée par votre Rapporteur le 1er octobre 1991, qu'un programme d'étude sur le vieillissement animé par l'AEN est en cours de démarrage [39].

1.2. la demande du Japon d'un programme coopératif

Ainsi que votre Rapporteur l'a constaté par lui-même, une demande existe au Japon pour la mise en place d'études internationales sur le vieillissement des centrales.

Cette demande émane de l'organisme intitulé NUPEC (Nuclear Power Engineering Test Center) dont votre Rapporteur a rencontré le Président, M. Tsutomu INOUE [40].

NUPEC est une organisation créée en 1976 par le MITI, les compagnies électriques et les constructeurs. Ce centre exécute les essais de démonstration nécessaires à la sûreté et à la fiabilité des équipements et des composants des réacteurs à eau ordinaire (essais sismiques, assurance qualité, codes d'analyse de sûreté). Son budget annuel en 1990 était de 778 millions de francs, pour un effectif de 256 personnes [41].

Pour M. INOUE, le vieillissement est un problème central du nucléaire. NUPEC appelle de ses vœux un programme international très ambitieux dans le domaine des recherches sur le vieillissement.

Selon son Président, pour l'instant, seules des informations sont échangées entre la France, les États-Unis, la RFA et le Japon. Une coopération est indispensable et souhaitée par NUPEC.

1.3. les programmes de l'EPRI aux États-Unis

L'EPRI (Electric Power Research Institute) est un institut de recherche créé en 1973 par les compagnies d'électricité américaine.

L'EPRI, financé par les cotisations des 660 membres, s'intéresse aux technologies concernant la production, la distribution et l'utilisation de l'électricité.

L'établissement principal de l'EPRI se trouve à Palo Alto en Californie où sont regroupés les 350 chercheurs et ingénieurs qui animent et gèrent les 1600 projets de recherche de l'EPRI. Les travaux de recherche et d'expérimentation proprement dits sont réalisés par contrats passés avec des laboratoires d'entreprises privées, dont les compagnies d'électricité, des laboratoires universitaires ou publics.

Le plan stratégique de recherche de l'EPRI représente un total de 831 millions de dollars pour la période 1991-1993.

75,9 millions de dollars sont affectés aux recherches sur les centrales nucléaires actuelles [42].

Le tableau suivant présente les montants de crédits alloués aux programmes reliés à la maintenance et au vieillissement.

Tableau 10

Programmes de l'EPRI liés à la maintenance et au vieillissement
source : EPRI

| millions de US\$ | 1991 | 1992 | 1993 | Total |
|----------------------------------|------|------|------|-------|
| Component Reliability | 4,3 | 3,9 | 3,7 | 11,9 |
| Plant Corrosion Control | 4,2 | 4,2 | 4,5 | 12,9 |
| Steam Generator Reliability | 4,8 | 2,9 | 2,3 | 10,0 |
| Plant Operations and Reliability | 7,2 | 7,1 | 7,0 | 21,3 |
| Nuclear Plant Life Extension | 3,0 | 3,2 | 2,5 | 8,7 |
| Total | 23,5 | 21,3 | 20,0 | 64,8 |

Ce sont ainsi environ 350 millions de F qui seront alloués aux études et recherches sur la fiabilité des composants en particulier celle des générateurs de vapeur, les contrôles de corrosion, la maintenance, l'extension de la durée de vie des centrales.

1.4. les recherches du CEA et de l'IPSN sur le vieillissement

Selon les termes du rapport d'activité 1990 du CEA [43], *"le CEA participe au programme piloté par EDF concernant l'étude du vieillissement des centrales qui ont, en moyenne, moins de dix ans d'âge. Il intervient dans ses domaines de compétence : matériaux, mécanique, codes et normes, chimie de la corrosion, irradiation, vibration et usure"*.

L'IPSN est également actif dans ce domaine stratégique.

1.4.1. les travaux du CEA sur le vieillissement des matériels

Les travaux menés par le CEA sont, selon ses propres termes [44], *"importants et à la hauteur des enjeux"*.

Parmi les travaux les plus importants, figurent les suivants (MF : millions de francs):

- évolution des propriétés mécaniques et études de fragilisation des matériaux sous irradiation 18 MF
- propriétés mécaniques, fissuration, corrosion et usure des matériaux hors cuve et hors générateurs de vapeur: 20 MF
- fissuration et corrosion des tubes de matériaux de générateur de vapeur: 14 MF
- vibrations et usure des tubes des générateurs de vapeur en fonctionnement : 20 MF
- contrôles non destructifs 10 MF
- contamination des circuits 13 MF
- études de fiabilité et d'aide à la maintenance: 10 MF.

Les crédits alloués en 1991 aux programmes d'études sur le vieillissement s'élèvent au CEA à 105 millions de francs. Les personnels affectés à ces études s'élèvent à 120 agents du CEA.

Un programme d'expertise des principaux composants de Chooz A, réacteurs arrêté après 24 ans de fonctionnement, doit par ailleurs être lancé en 1992.

1.4.2. les travaux de l'IPSN

L'IPSN mène des travaux liés à la fiabilité des matériels [45]:

- essais et calculs de propagation de fissures dans des réservoirs de grande taille
- mesures de débits de fuite et conditions d'éclatement de tubes de générateurs de vapeur fissurés
- modélisation des circuits d'arrêt d'urgence des réacteurs 1450 MWe (palier N4).

Selon une note communiquée à votre Rapporteur [46], l'IPSN mène également des études sur le vieillissement des matériaux.

S'agissant des matériaux métalliques du circuit primaire, l'IPSN a dès le début du programme REP français lancé des études en matière de fragilisation sous irradiation des premiers aciers forgés français. Le programme correspondant est actuellement dans sa phase III et s'attache à l'étude du phosphore en matière de fragilisation thermique et sous irradiation. Certains matériaux comme l'Inconel X.750 et les aciers inoxydables austéno-ferritiques sont également étudiés.

Des études sont également menées sur le comportement à long terme des câbles électriques. L'irradiation des polymères des câbles et des isolants est étudiée. De même, on examine les effets de la température et de rayonnements ionisants à faible débit de dose. Un résultat intéressant est que la dégradation de l'allongement à la rupture constaté ne s'accompagne pas d'une dégradation des mesures électriques.

Un autre point étudié par l'IPSN est le vieillissement des revêtements en couche mince (anti-poussière, décontaminables, de sol) et celui des revêtements épais d'amélioration de l'étanchéité et de sol.

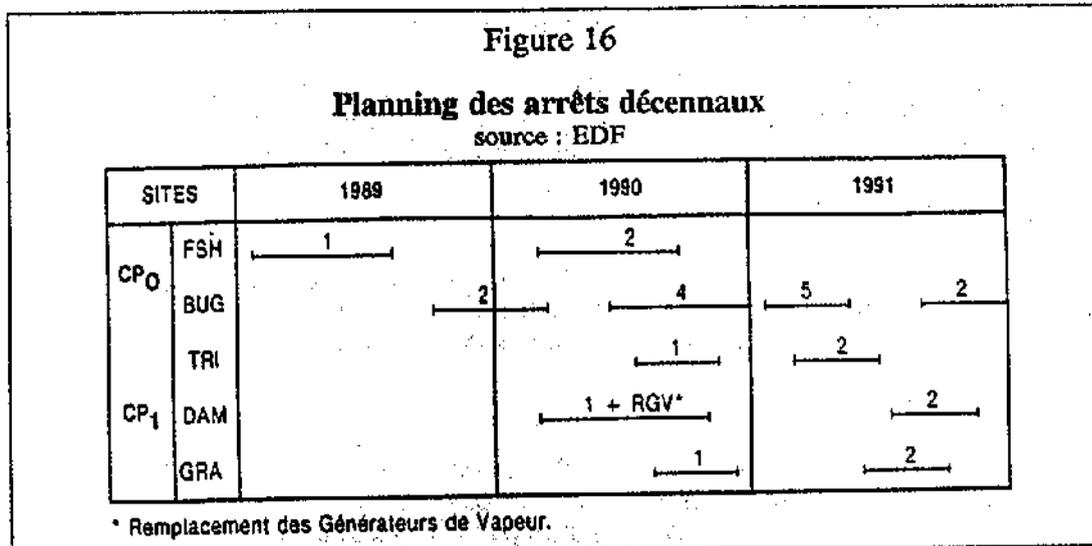
Selon sa direction, les travaux de l'IPSN sont plutôt axés à l'heure actuelle sur l'analyse des accidents de refroidissement et de réactivité, en ce qui concerne les réacteurs à eau sous pression.

1.5. les actions et les projets d'EDF en matière de vieillissement

Electricité de France prend en compte la dimension "vieillesse" des centrales d'une part en raison des contraintes de la réglementation française qui impose des contrôles spécifiques avec une périodicité de 10 ans, et, d'autre part en lançant des projets tels que le Projet Durée de Vie, le système de surveillance en fatigue de la chaudière, les bases de données.

1.5.1. les révisions décennales et les réévaluations de sûreté

L'arrêt décennal imposé par la réglementation française est utilisé pour établir un bilan de santé de la tranche et pour procéder à des remises à niveau de la sûreté du réacteur. On trouvera ci-dessous le planning des arrêts décennaux pour 1989, 1990 et 1991, selon P. TANGUY [op.cit.].



Notes : Fsh: Fessenheim; Bug: Bugey; Tri: Tricastin; Dam: Dampierre; Gra: Gravelines; RGV: remplacement des générateurs de vapeur

La remise à niveau en matière de sûreté a consisté sur les réacteurs du palier CP0 à introduire des modifications de sûreté pour porter celle-ci au niveau de la fin de palier CP1-2, sans pour autant rendre les tranches identiques.

L'arrêt décennal est également l'occasion de faire des opérations de maintenance lourde, comme par exemple à Fessenheim-1 le contrôle de l'usure des grappes, le remplacement des tubes guides des grappes de contrôle.

Ainsi que l'écrit P. TANGUY, *op.cit.*, les 7 décennales effectuées en 1989 et en 1990 sur les paliers CP0 et CP1-2 présentent des bilans satisfaisants et ont atteint le double objectif de vérifier que l'état des matériels et des systèmes est satisfaisant et qu'il permet la poursuite de l'exploitation, d'une part et d'autre part, de remettre les tranches au niveau de sûreté de la dernière tranche du palier CP1-2.

1.5.2. les actions de prévision

EDF a mis en place trois actions qui doivent être, selon l'opinion même de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire [P. TANGUY, *op.cit.*] être amplifiées.

. le projet PDV

Le projet "durée de vie" a trois objectifs :

- identifier les mécanismes de dégradation des équipements
- connaître la cinétique des phénomènes physiques en jeu
- adapter les programmes d'inspection et de maintenance en conséquence.

Les défauts évolutifs sont la principale cible de ce programme.

Selon le rapport TANGUY de 1991, *"les actions de troisième type - c'est-à-dire l'adaptation des programmes d'inspection et de maintenance - restent limitées; le programme doit se redonner de l'ambition et le faire savoir"*.

. le système SYSFAC

Le système SYSFAC (Système de Surveillance en Fatigue de la Chaudière) est un système de comptabilisation automatique des paramètres d'effort de la chaudière et de surveillance des points particulièrement sensibles.

. les bases de données

Des efforts sont faits au niveau de la conception de bases de données sur le vieillissement et l'articulation entre contrôles et stratégies de maintenance. Là aussi un effort supplémentaire est demandé par l'inspecteur général.

Il n'entre pas dans la responsabilité de votre Rapporteur de faire des recommandations directes à EDF.

Il paraît toutefois nécessaire de recommander à l'autorité de sûreté de suivre le démarrage des programmes de recherche sur le vieillissement qu'EDF commence à mettre en oeuvre.

Il semble important que la DSIN relaie les efforts de l'inspecteur général pour la sûreté que celui-ci déploie pour voir l'entreprise accorder plus de moyens et d'attention à la prévision en matière de vieillissement.

2. FACTEURS HUMAINS ET ORGANISATION DU TRAVAIL

Convaincu que la maintenance est une question fondamentale pour la sûreté, aujourd'hui et plus encore demain en raison du vieillissement inéluctable des matériels, votre Rapporteur a tenu à participer, en tant qu'observateur, à une inspection interne d'EDF consacrée à la mise en oeuvre des orientations du rapport Sûreté-Maintenance signalé plus haut.

Cette inspection s'est déroulée au Centre de Production Nucléaire de Gravelines les 26, 27 et 28 février 1991.

Le thème général de l'inspection était l'organisation de l'arrêt de tranche pour rechargement à la centrale 5-6.

Une inspection interne, conformément à la philosophie d'EDF centrée sur le retour d'expérience, est à la fois un contrôle de la mise en application de la doctrine et une assistance aux centres de production pour la mise en oeuvre de la "doctrine" centrale, ainsi qu'une source irremplaçable d'information directe sur la situation réelle sur le terrain.

A titre de commentaire, votre Rapporteur souhaite indiquer qu'il porte une grande estime d'une part à la compétence technique et à l'intelligence des rapports humains des membres de la mission d'inspection, et d'autre part à la volonté de transparence, à l'investissement personnel et au sens du service public des agents d'EDF rencontrés à Gravelines.

Votre Rapporteur a suivi l'intégralité des travaux de cette mission d'inspection interne d'EDF, participant aux débats entre les inspecteurs et les agents de l'exploitant et aux visites sur le terrain.

Cette présence en tant qu'observateur au sein de la mission d'inspection a permis à votre Rapporteur de constater la complexité du problème de la maintenance et l'ampleur des réformes en cours.

Les considérations qui suivent sont tirées des enseignements de la visite ainsi que des informations fournies à votre Rapporteur lors de la table ronde du 1er octobre 1991.

Le rapport Sûreté-Maintenance est en cours d'application. L'ensemble de ses dispositions devraient être entrées en vigueur en 1993, avec un objectif plus lointain concernant l'élévation du niveau de culture/compétence.

Le rapport Sûreté-Maintenance apporte des solutions qui peuvent être classées en trois grands domaines : les hommes et leur formation, les structures et l'organisation [47]. Considérant, comme de nombreux observateurs, que l'homme est au centre de la sûreté, on utilisera l'ordre inverse de présentation, qui respecte d'ailleurs mieux les temps d'adaptation.

2.1. la structure des emplois

L'un des axes de la réforme en cours pour la maintenance est le renforcement des trois stades fondamentaux du déroulement d'une opération de maintenance :

- la préparation
- l'exécution
- le contrôle.

2.1.1 simplification des lignes hiérarchiques

La simplification des lignes hiérarchiques voulue par le rapport Sûreté-Maintenance, est une orientation générale du management moderne. Ses apports sont les suivants : meilleure responsabilisation du personnel, moindre parcellisation des tâches.

Cette orientation qui peut bouleverser les rapports de travail est malgré tout relativement aisée et rapide à faire entrer en vigueur. Son inconvénient majeur est qu'elle peut nuire à la cohérence.

2.1.2. création de postes d'ingénierie sûreté-radioprotection, d'ingénierie de modification et d'ingénierie de maintenance

Le rapport Sûreté-Maintenance prévoit la création de 100 postes supplémentaires dans les Missions Sûreté-Qualité des centrales nucléaires.

De même des postes d'ingénierie de maintenance doivent être créés. Selon EDF [P. CARLIER, op.cit.], 100 cadres de préparation doivent être recrutés en 1991. A titre d'exemple, la sous-unité technique de Gravelines comprenait en février 1991 trois ingénieurs experts en matériel. Il convient d'en augmenter le nombre, afin notamment de pouvoir exercer un meilleur contrôle des prestataires.

Des postes d'ingénierie de modification doivent être également mis en place. L'objectif est de diminuer le recours aux services centraux, souvent engorgés comme l'ont montré divers incidents dont celui des filtres puisards. A l'heure actuelle, sur les sites des centrales, résident des équipes mixtes DPT/Équipement placée sous l'autorité du chef de centre. Mais le travail de conception émane des services centraux.

Doter les sites d'une capacité de traitement des modifications est en soi une bonne chose. A condition que cela n'aboutisse pas à une hétérogénéité des tranches résultant de modifications contraires aux standards.

2.1.3. la communication interne, un problème lancinant

Divers incidents ont montré les difficultés de communication qui peuvent exister entre des services chargés des travaux de construction et de modifications d'une centrale et ceux chargés de son exploitation.

Votre Rapporteur avait, lors de sa participation en tant qu'observateur à l'inspection incendie effectuée par la DRIRE-Centre à la centrale de Belleville, remarqué ces difficultés de communication à propos des travaux de modification.

Malgré la présence d'un échelon de la Direction de l'Équipement dans les centrales, avec une représentation de l'ingénierie du parc en exploitation, il peut arriver que les exploitants et notamment les agents de maintenance ne prennent pas clairement conscience, faute d'une information suffisante, des modifications décidées à l'échelon national. A l'inverse, les suggestions ou les remarques du terrain peuvent avoir du mal à remonter jusqu'au centre de décision national.

La même observation a été faite à Gravelines. Il a été expressément signalé lors des entretiens de la mission d'inspection avec les agents de la centrale 5-6 que la communication devait être améliorée entre les trois pôles du triangle suivant : sous-unité technique - ingénierie du parc en exploitation - centrale.

2.1.4. l'augmentation du nombre de postes de contrôleurs

Le rapport Sécurité-Maintenance propose la création de plusieurs centaines de postes de contrôleurs. 400 personnes devraient être formées en 1991. Les objectifs sont donc ambitieux.

Votre Rapporteur a cherché à comprendre la signification d'une mesure de ce type sur le cas concret d'un service du centre de production nucléaire de Gravelines, le service machines statiques de la Sous-Unité Technique de Gravelines.

La structure de ce service comprend 12 préparateurs dont 2 au niveau cadre, deux chefs d'exécution, 9 contremaîtres et 40 techniciens et 10 exécutants.

L'application de la réforme Sécurité-Maintenance conduira à une réaffectation des techniciens vers des tâches de contrôleurs techniques et de chargés de travaux, des contremaîtres vers des tâches de contrôle et d'analyse.

Les chargés de travaux sont soit des agents EDF soit des employés des prestataires. Dans ce dernier cas, des contrôleurs techniques leur sont adjoints.

On voit donc l'ampleur du changement. Ses conséquences seront abordées dans la suite.

2.1.5. structures pilotant les arrêts de tranche

L'arrêt de tranche est une opération très lourde. Les visites annuelles durent de 6 à 7 semaines, les révisions quinquennales environ 8 semaines et les décennales de 13 à 14 semaines.

Les dates étant fixées par la planification nationale, la programmation des tâches proprement dite pour une tranche comme celles de Gravelines commence 14 semaines avant le début des travaux.

62 prestataires extérieurs ont contribué à l'arrêt de février 1991.

D'après les estimations transmises à votre Rapporteur, 300 travailleurs extérieurs sont en permanence sur le site. 500 travailleurs supplémentaires participent aux tâches de révision annuelle. Un chantier d'arrêt annuel est donc très complexe.

EDF envisage la professionnalisation des fonctions de pilotage d'arrêt de tranche et un renforcement du rôle de la commission d'arrêt de tranche.

La commission d'arrêt de tranche (COMAT) est présidée par le chef de centrale. Elle se réunit à chaque changement d'état. C'est le chef de centrale qui décide de franchir une étape.

Les ingénieurs sûreté - radioprotection participent aux travaux d'arrêt de tranche. Ils sont particulièrement en charge des gammes des points d'arrêt, statiques ou dynamiques. Leur tâche fondamentale est de contrôler les essais périodiques et les requalifications.

Il a été indiqué à votre Rapporteur à Gravelines que, du fait d'un nombre insuffisant d'ingénieurs sûreté-radioprotection (ISR), ceux-ci ne pouvaient assumer un contrôle exhaustif des essais périodiques et procédaient par sondage.

Les mesures préconisées par le rapport Sûreté-Maintenance dans le sens d'une augmentation du nombre d'ISR sont d'une importance particulière.

2.2. organisation du travail

L'observation sur le terrain des opérations d'arrêt de tranche constitue un sujet d'étonnement par l'ampleur et la complexité des tâches et le nombre considérable d'intervenants.

La planification et la préparation des tâches, le suivi de leur exécution et le contrôle de leur bonne fin engendrent une activité intense, la création d'un nombre de documents papier stupéfiants et une utilisation presque fébrile du nombre très élevé de terminaux informatiques présents dans tous les bureaux d'un site - à titre indicatif, le CPN de Gravelines possède plus de 650 terminaux

A titre d'exemple, pour le seul service des machines statiques de la sous-unité technique de Gravelines, les demandes d'intervention lors d'une révision annuelle peuvent s'élever à 1000.

L'organisation du travail en est d'autant plus une variable critique que les intervenants appartiennent pour une grande part à des entreprises extérieures.

2.2.1. procédures

EDF a mis en place dans les années récentes le système de gestion de la maintenance SYGMA qui est l'une des plus grosses applications informatiques de France.

Ce système archive les demandes d'interventions pour opération de maintenance, des documentations sur les opérations correspondantes, les comptes-rendus d'intervention.

Cet outil informatique constitue néanmoins une base fondamentale pour l'amélioration de la sûreté de la maintenance.

Les observations faites par votre Rapporteur sur le terrain lui ont montré qu'à la date de février 1991, le système SYGMA n'est pas encore arrivé à maturité. Certaines fonctions ne sont pas encore prévues et le rattrapage de l'historique n'est pas encore complet.

La plus grande attention doit être accordée, selon votre Rapporteur, non seulement à la mise en oeuvre sur le terrain de SYGMA, mais également aux outils d'exploitation des informations qu'il doit comprendre ainsi qu'aux analyses des données en terme de fiabilité et de vieillissement qui seront pratiquées à partir de ce système.

. les plans sûreté-qualité

Constituant une aide du point de vue de la sûreté, les plans qualité-sûreté font partie des dossiers d'intervention et sont intégrés aux gammes de maintenance.

. la lutte contre les erreurs

Quelques aphorismes de M. J-C WANNER, spécialiste des facteurs humains dans l'aéronautique [48], replacent les enjeux de la sûreté en maintenance dans le contexte de la réalité de l'esprit humain quelle que soit l'activité considérée :

- "on passe son temps à se tromper"
- "quand une erreur est possible, elle est commise"
- "quand une erreur est impossible, elle est également commise".

Il existe, selon M. WANNER trois types d'erreurs :

- les erreurs gestuelles :
 - . contre lesquelles on lutte en améliorant l'ergonomie mécanique, l'ergonomie visuelle
- les erreurs liées à la charge de travail :
 - . l'esprit fonctionne en séquence et ne peut traiter un grand nombre d'informations à la fois; une surcharge d'information entraîne des erreurs
 - . à l'inverse, l'esprit a besoin de recevoir des informations en permanence; s'il est en manque d'information, il y supplée par le rêve d'où des pertes de vigilance qui entraînent des erreurs
- les erreurs de représentation :
 - . les erreurs dues à une information mal interprétée par rapport au modèle :
 - l'esprit fonctionne en utilisant des modèles implicites; les commandes de systèmes correspondent également à des modèles sous-jacents
 - une information erronée par rapport au modèle entraîne une réaction nécessairement erronée; ce fut le cas à Three Mile Island où une erreur de représentation entraîna un raisonnement juste formellement mais faux en réalité car prenant appui sur une information erronée
 - d'où la nécessité de mettre en place des représentations parlantes et sans ambiguïté des situations réelles
 - . les erreurs commises par habitude :
 - l'opérateur a l'habitude de voir que tel système fonctionne normalement; le contraire lui paraît impossible;
 - le signal contraire à l'habitude est contesté dans sa validité et finalement rejeté; une explication favorable permet à l'opérateur de retrouver le confort de la situation habituelle.

Ces types d'erreurs ne constituent pas une remise en cause ni de la compétence ni de l'engagement au travail des opérateurs, mais sont les principaux écueils inhérents au fonctionnement de l'esprit humain, contre lesquels il faut lutter par des dispositifs matériels, des procédures, une organisation du travail, une formation et une culture appropriés.

. l'importance des requalifications

La requalification systématique des équipements importants pour la sûreté (IPS) est une des mesures de compensation qu'EDF s'est engagé à appliquer immédiatement à la suite de la lettre des ministres du 19 septembre 1989.

On distingue classiquement la requalification intrinsèque et la requalification fonctionnelle.

La requalification intrinsèque d'une pompe par exemple, consiste en la vérification des niveaux de débit, de pression, de vibration et de température du lubrifiant. La requalification fonctionnelle consiste en la vérification de ce que le dispositif assure bien la fonction qu'il doit remplir dans un ensemble donné.

Une bonne requalification suppose que les deux niveaux sont vérifiés. Le caractère indispensable de la requalification fonctionnelle est illustré a contrario par les incidents de maintenance de 1989.

La succession en 1989 des incidents de Gravelines (erreur de remontage des soupapes de sûreté) et de Dampierre (dispositifs transitoires nécessités par les opérations de requalification et non enlevés après celle-ci) montre que la requalification fonctionnelle est indispensable. Elle constitue la dernière ligne de défense. Mais il faut aller encore plus loin dans l'analyse, afin de mettre en place une deuxième ligne de défense.

C'est ce que fait EDF au travers de la réglementation des procédures DMP.

. le traitement des dispositifs et moyens particuliers

Les dispositifs et moyens particuliers (DMP) représentent l'outillage, les matériels d'intervention et les consommables utilisés pour mener à bien une réparation ou un changement de composant.

La sûreté exige bien sûr que tous les DMP soient déposés avant redémarrage des installations.

L'accent mis sur la gestion des DMP résulte de l'incident de Gravelines où des vis pleines utilisées transitoirement ont été laissées en place au lieu des vis percées réglementaires.

A titre d'exemple, la gestion des DMP mise en place à Gravelines est inspirée des méthodes de la centrale du Blayais : ouverture de fiches spéciales DMP.

Les débats entre la mission d'inspection et les agents EDF à Gravelines ont montré toutes les difficultés que l'on peut rencontrer à vouloir codifier et normaliser des pratiques naturelles :

- pour le seul service des machines tournantes de la SUT (sous-unité technique) de Gravelines, 485 dossiers relatifs à la révision annuelle de février 1991 ont été ouverts pour traiter les DMP

- la cohérence de la démarche imposerait que le système de gestion des DMP soit imposé aux prestataires

- l'objectif raisonnable que s'est donné la SUT est de gérer les DMP d'abord dans les plans qualité-gamme et ensuite dans les plans qualité-sûreté

- certains agents d'EDF font remarquer avec justesse que la contrainte de suivi administratif peut à la longue se substituer à la réflexion : *"le plus important c'est de l'écrire sur du papier"*

- les contraintes pesant sur les chargés de travaux et les contrôleurs s'empilent jusqu'à faire perdre le sens des priorités; l'éparpillement dû à des tâches trop nombreuses nuit au bon accomplissement de chacune d'entre elles.

. les produits et matériaux utilisés dans les centrales électronucléaires

Ce point en apparence mineur est signalé comme exemple du niveau de détail auquel l'organisation doit descendre pour atteindre une efficacité toujours meilleure.

Il s'agit en effet de la question des produits de dégraissage, de lubrifiants, de produits chimiques divers, de matériaux tels que non-tissés, adhésifs etc. pour mener à bien les interventions techniques.

Pourtant, de mauvais choix de produits peuvent aboutir à une augmentation de la corrosion ou à une surcharge de fatigue, préjudiciables à la fiabilité et à la sûreté.

Le contrôle technique national UTO et le groupe des laboratoires GDL d'EDF établit des listes, dont les centrales ne doivent pas s'écarter. Il existe néanmoins des écarts, à condition qu'il soit autorisé par deux responsables, dont l'ingénieur sûreté-radioprotection. On peut se demander si cette disposition est opportune.

. le traitement des anomalies

Le traitement des anomalies survenant lors des opérations de maintenance est une des conditions fondamentales pour parvenir à un retour d'expérience efficace en matière de maintenance et la condition sine qua non de la constitution d'une expertise en matière de vieillissement.

Votre Rapporteur a constaté à Gravelines une volonté exemplaire d'aller de l'avant et d'innover, en particulier pour pallier les carences ou les retards de l'organisation nationale.

La doctrine stipule que pour les matériels importants pour la sûreté (IPS), des fiches de non-conformité soient ouvertes afin de répertorier les différents cas de figure. En prolongement des fiches de non-conformité, selon des critères qui ne sont pas toujours d'ailleurs clairement énoncés ainsi que cela est apparu à Gravelines, des fiches d'anomalies sont ouvertes.

En l'absence de modèles de fiches de non conformité et d'anomalies, le site a créé les siens en ayant soin d'obtenir l'accord de la DRIRE.

Deux systèmes informatiques d'archivage ont alors été utilisés : le fichier des historiques et le système de gestion de la maintenance. Les fiches de non-conformité ont été intégrées au système SYGMA mais sous la seule forme - d'ailleurs impropre - de demandes d'intervention. Les fiches d'anomalies ont été intégrées au fichier des événements.

Cet exemple illustre le fait que la décentralisation et la délégation des tâches peuvent produire des résultats positifs, pour les personnels eux-mêmes qui peuvent ainsi exprimer leur conscience et leur créativité professionnelle et pour l'organisation dans son ensemble.

. la comptabilisation des situations

Un suivi des situations subies par les matériels importants pour la sûreté est effectué.

De telles indications sont précieuses pour éviter des cycles inutiles et pour interpréter les non-conformités et les anomalies qui peuvent survenir.

Une comptabilisation optimale des situations est jugée essentielle pour l'étude et la prévention des phénomènes de vieillissement.

2.2.2. les rapports internes à EDF entre les services spécialisés dans la maintenance et les services de production

Le CPN de Gravelines est organisé de la manière suivante [49]:

- l'échelon de direction comprend 50 personnes
- la mission sûreté-qualité de 33 personnes et la mission information communication de 5 personnes sont rattachées à la Direction
- les 6 réacteurs sont regroupés en centrales à deux tranches (1-2, 3-4, 5-6) qui comprennent chacune 270 agents
- une sous-unité technique (SUT) chargée des travaux comprend 400 personnes
- la sous-unité assurant la gestion de la centrale comprend 210 personnes.

Chaque centrale est responsable de son matériel. Elle comprend elle-même un service maintenance qui est auto-suffisant pour la maintenance en fonctionnement. En revanche lors des arrêts de tranche, la centrale définit ce qui doit être fait sur son matériel. C'est alors soit la SUT soit des prestataires extérieurs qui exécutent les travaux correspondants.

D'autres formes d'organisation sont utilisées dans d'autres centres de production nucléaires. Gravelines sur le plan global par exemple a subi plusieurs réorganisations :

- la production d'électricité à Gravelines a commencé avec une centrale thermique au fuel de 600 MWe chacune

- initialement, la centrale électronucléaire regroupait les 4 tranches de 900 MWe du palier CPI, avec par exemple un seul service conduite
- l'étape suivante a été l'organisation en un Centre de Production Nucléaire à deux sous-unités de deux tranches chacune
- la centrale de Gravelines C a ensuite été créée pour intégrer les deux réacteurs de 900 MWe destinés à l'Iran et récupérés par EDF
- enfin, le Centre de Production Nucléaire a englobé les 6 réacteurs répartis en 3 sous-unités.

L'historique d'une organisation est évidemment capital pour déterminer sa forme optimale.

En l'occurrence, on peut se demander si la formule d'une sous-unité technique assurant des travaux de sous-traitance interne pour les sous-unités de production à la seule occasion des révisions annuelles est la meilleure, compte-tenu de la distance qui sépare les agents qui y travaillent, de l'acte fondateur de la production - voir plus loin -.

A l'inverse, l'organisation choisie à Cattenom permet une liaison plus étroite entre le service maintenance et les sous-unités de production.

Chacune des centrales 1-2 et 3-4 de Cattenom dispose à côté du service conduite d'un service maintenance de taille réduite, apte à faire les seuls travaux de prévision de maintenance, au contraire de Gravelines où les centrales disposent de services étoffés capable d'assurer non seulement la prévision mais aussi l'exécution pour la quasi-totalité des opérations de maintenance en fonctionnement. L'avantage de l'organisation de Cattenom est que la sous-unité technique chargée de la maintenance est en relation quotidienne avec les centrales de production. Les services de maintenance ne peuvent en effet assumer la réalisation des opérations.

On voit au total que l'organisation globale d'un Centre de Production Nucléaire peut varier d'un centre à l'autre. Sans doute est-il possible en intégrant l'influence très importante d'historiques différents, de déterminer un optimum organisationnel. Cet optimum, s'il existe et s'il est possible de l'étendre à l'ensemble des sites, pourrait favoriser la coopération entre les sites.

2.2.3. les rapports avec les sous-traitants

L'impact économique d'une centrale comme celle de Gravelines sur sa région est très important. Le CPN (Centre de Production Nucléaire) de Gravelines comprend 6 tranches de 900 MWe et emploie 1470 personnes. Le CPN apporte des ressources fiscales majeures (124 millions de F). Le nombre d'emplois induits chez les sous-traitants s'élève à 500.

. l'habilitation des prestataires

L'habilitation des prestataires se fait pour la plus grande partie d'entre eux au niveau national par le contrôle technique national UTO. Les prestataires locaux sont agréés par les sous-unités techniques.

Les contrôleurs techniques ont pour mission de surveiller l'habilitation des intervenants. S'agissant de radioprotection, EDF doit délivrer des autorisations pour le personnel travaillant en zone contrôlée.

EDF, selon les indications données à votre Rapporteur lors de l'inspection de Gravelines, contrôle systématiquement le niveau de connaissances des chefs de travaux des prestataires et par sondage celui du personnel exécutant

Un système informatique intitulé BIPAD, Bulletin d'Information Sur les Prestataires Défaillants, permet de centraliser les données sur les défaillances de prestataires et d'en prévenir par télex l'ensemble des centrales.

Une précaution d'EDF, qui se multiplie est celle qui consiste à exiger des prestataires que leur chiffre d'affaires avec EDF ne représente pas plus de 30 % de leur chiffre d'affaires total.

. le cas de la sous-traitance en cascade et des personnels intérimaires

Les assurances obtenues quant à la qualité du prestataire et à la qualification de ses employés peuvent être battues en brèche dans le cas de sous-traitance en cascade et/ou de l'utilisation de personnel intérimaire. Les prestataires doivent alors s'engager au travers de l'habilitation des sociétés et des personnels correspondants.

Cette question est préoccupante. Selon M. COGNE, inspecteur général pour la sûreté au CEA [50], des efforts sont à faire dans le sens indiqué ci-dessus pour que la sûreté ne souffre pas de ces mécanismes.

. dualité de statut des personnels

Pour la quasi-totalité des participants à la table ronde sur la maintenance du 1er octobre 1991, la dualité de statut entre les agents EDF et les employés des prestataires ne semble pas poser de problèmes particuliers au niveau des rapports de travail.

Pour M. LE CORRE [51], l'important dans les relations entre les agents EDF et les salariés des prestataires, ce sont d'une part les qualifications professionnelles respectives des personnels en relation et d'autre part des relations contractuelles claires.

. le renforcement du contrôle des prestataires

Le renforcement du contrôle des prestataires constitue l'une des plus importantes mesures préconisées par le rapport Sûreté-Maintenance.

Trois problèmes se posent à cet égard, afin de parvenir à une meilleure efficacité :

- la définition du nombre optimal de contrôles à effectuer, compte-tenu de l'importance des points à vérifier et des ressources humaines disponibles

- la formalisation des objectifs de manière à pouvoir contrôler leur réalisation
- la technicité des opérations à contrôler qui peut dépasser la capacité d'expertise des équipes de maintenance EDF.

Il est donc naturel de répartir les tâches de contrôle des prestataires, selon les capacités de ceux-ci à s'autoévaluer.

D'après les informations données à votre Rapporteur à Gravelines, en arrêt de tranche, le partage s'effectue de la manière suivante :

- si le prestataire dispose d'une organisation de la qualité satisfaisante et des moyens suffisants pour la prendre en compte, le respect des règles de sûreté peut être assuré par le prestataire lui-même :

- . le prestataire constitue le dossier d'intervention et assure le contrôle technique par lui-même
- . les équipes du site effectuent alors une surveillance générale des travaux et des contrôles par sondage
- . de l'aveu même des agents EDF rencontrés à Gravelines, le caractère systématique des sondages doit être renforcé
- . la centrale vise la requalification

- le deuxième niveau est celui où le prestataire dispose d'une organisation de la qualité de moindre niveau; alors :

- . le dossier d'intervention est élaboré par le site
- . le prestataire effectue le contrôle de sûreté
- . la centrale suit les essais et les requalifications

- le troisième niveau est celui où le site assure la préparation des dossiers d'intervention et le contrôle technique.

Une des questions concernant les prestataires habilités au plan national et disposant d'une organisation de la qualité suffisante est la suivante : dans quelle mesure le site doit-il suivre et contrôler les essais?

. Les plans qualité-sûreté

Les plans qualité-sûreté des interventions des prestataires sont, dans les deux premiers cas nécessairement connus du site.

Ils constituent, du point de vue de la sûreté, une aide aux interventions et à ce titre sont intégrés aux gammes de maintenance.

. fidélisation des sous-traitants et formation de leurs employés

La fidélisation des prestataires est un élément important pour obtenir une qualité permanente.

Le CPN de Gravelines a pris une initiative intéressante à cet égard qui consiste en la création du club de maintenance nucléaire de Gravelines. D'autres clubs de ce type existent à Cruas, Tricastin, Nogent-sur-Seine et dans le Val-de-Loire.

La formation des personnels des prestataires doit être assurée par les employeurs eux-mêmes. Toutefois, à Gravelines, EDF prévoit d'assurer une formation de base aux employés des prestataires, pour un nombre de jours inférieur ou égal à 5 jours.

. échanges d'information entre EDF et ses prestataires

Plus nombreux sont les intervenants dans la réalisation d'une opération et plus cruciales sont la précision et la qualité de la répartition des tâches, et de la définition des informations à échanger.

Selon EDF [52], il est illusoire de penser que les sous-traitants sont a priori meilleurs ou moins bons que les agents d'EDF dans le domaine de la sûreté.

Deux facteurs sont essentiels pour le niveau de sûreté :

- le type d'activité considérée : les statistiques montrent que les taux d'erreur dans la robinetterie sont supérieurs à ceux des autres techniques, que ce soit pour les services EDF ou pour les prestataires
- les mauvaises interfaces entre le donneur d'ordre et les prestataires génèrent automatiquement des erreurs et sont à la source de la plus grande part de celles-ci dans le cadre de travaux sous-traités.

La question du traitement des non-conformités et des anomalies est à cet égard l'une des questions les plus difficiles de la sous-traitance.

Les observations sur le terrain montrent qu'il peut y avoir différents types de difficultés d'interfaçage entre les sous-traitants et EDF.

Le premier type de difficultés est celui où le prestataire dispose d'un système de traitement des non-conformités et les déclare dans ce système interne. Mais il lui reste à communiquer les informations correspondantes à la centrale et aux systèmes informatiques EDF des historiques et de gestion de la maintenance SYGMA. La connexion n'est pas automatique et peut nécessiter une remise en forme préalable.

Mais cette interfaçage est indispensable : non seulement l'échelon local doit être parfaitement au courant à tout moment de l'état de son matériel, mais à l'échelle nationale, il est également indispensable de disposer d'une banque de données la plus exhaustive possible. Cette tâche se rajoute alors à celle du

contrôle. En cas de sous-effectif, le télescopage des deux impératifs peut nuire au contrôle et à l'analyse/archivage.

Le deuxième type de difficulté peut se produire lorsque les services de la centrale, en raison de l'urgence du redémarrage et d'une surcharge de travail, ne parviennent pas à remplir avec les critères EDF toutes les fiches de non-conformité dans les systèmes informatiques.

2.2.4. la coopération inter-services appelée par les services eux-mêmes

La coopération entre services effectuant des tâches voisines comme ceux des centrales est source de nombreux avantages pour la motivation du personnel et pour l'efficacité d'ensemble. Il s'agirait de sortes de Visurex internes.

Elle est appelée par certains d'entre eux. Elle semble à systématiser sur la base du volontariat.

Ultérieurement, la coopération directe entre les centrales pourrait être encouragée.

2.3. modification des tâches, élévation du niveau culturel et motivation du personnel

L'importance des facteurs humains dans les réformes en cours à EDF pour la maintenance est soulignée par l'ensemble des parties prenantes, direction d'EDF et syndicats.

De nombreux concours ont été rassemblés par EDF en préalable ou au cours des réformes : cabinets de conseil externes comme Arthur Andersen, missions de réflexion internes. L'inspection nucléaire interne du SPT doit être renforcée pour suivre la mise en oeuvre du rapport Sûreté-Maintenance. EDF favorise l'appropriation des principes de la réforme Sûreté-Maintenance par les sites et leur adaptation aux spécificités de chacun de ceux-ci.

C'est en effet d'une mini-révolution des structures et d'une mini-révolution culturelle dont il s'agit à EDF. Comme toute réforme, elle ne pourra réussir qu'avec la prise en compte profonde des aspirations des hommes et des femmes de l'entreprise.

2.3.1. faire et faire faire : l'alternance réalisation-contrôle

La nécessité d'une alternance entre les tâches de réalisation et les tâches de contrôle est l'un des thèmes des débats en cours à EDF.

Les syndicats soulignent avec force la nécessité vitale que les agents d'EDF conservent leur métier et que l'entreprise conserve des compétences internes aussi étendues et élevées que possible, afin de remplir leur mission de service public.

Des considérations simples vont dans le sens de cette thèse :

- le contrôle suppose la compétence technique

- le contrôle suppose du contrôleur une pleine confiance en sa capacité à contrôler et une adéquation des moyens qui lui sont donnés pour contrôler.

A ce titre, les indications de l'inspection nucléaire données à Gravelines et reportées dans le tableau suivant sont intéressantes.

Tableau 11

Répartition optimale indicative des heures de travail entre exécution et contrôle

source : Inspection nucléaire-EDF

| % heures travail | arrêt | fonctionnement |
|------------------|-------|----------------|
| exécution | 20 % | 80 % |
| contrôle | 80 % | 20 % |

Telle est la proportion jugée comme optimale par l'inspection nucléaire. L'esprit de la réforme Sûreté-Maintenance est que les agents apportent leur part au "faire" et au "faire faire".

Le renforcement du contrôle présente selon l'inspection nucléaire un autre avantage, celui de donner une plus grande souplesse à la gestion du personnel EDF.

La répartition des agents entre chargés de travaux et contrôleurs de travaux doit se faire selon plusieurs critères. Selon les indications données à votre Rapporteur à Gravelines, les deux éléments suivants sont importants : d'une part la nécessité de garder une pratique des métiers et d'autre part la gestion des doses absorbées.

En tout état de cause, il est indispensable de conserver un effectif suffisant d'agents aptes à réaliser des interventions par eux-mêmes, pour les cas d'urgence. Compte-tenu des contraintes de l'astreinte 24h sur 24h -, ces personnels doivent être assez nombreux.

L'alternance exécution/contrôle est sans aucun doute possible dans de nombreux postes de travail. Toutefois, dans certains elle est rendue difficile lorsqu'une spécialisation longue est nécessaire pour accomplir certaines tâches en raison de la somme de connaissances et de tours de main nécessaires.

Par ailleurs, la notion de contrôle doit être "revisitée".

Selon M. PETIT [op.cit.], le mot de contrôle est réducteur car porteur d'une connotation de sanction. D'ailleurs, selon M. WANNER [op.cit.], le contrôle mutuel est souvent refusé par les personnels lorsque des relations de confiance et d'estime réciproque existent. Il convient alors de parler d'assurance, au sens de l'alpinisme, plutôt que de contrôle, selon M. PETIT.

De nouveaux rapports professionnels sont à créer autour de ces notions, ce qui nécessairement exige des efforts de grande ampleur et de longue haleine.

2.3.2. compétence, culture technique et culture de sûreté

Le rapport Sûreté-Maintenance comprend une série d'actions de formation de grande ampleur sur la période 1991-1995.

S'agissant de la préparation, EDF reconnaît un manque de cadres de maîtrise pour les tâches correspondantes. Il est prévu une embauche de 100 cadres en 1991. Des formations continues de préparateurs sont prévues sur des durées de 5 semaines. Les préparateurs doivent dans le cas de travaux sous-traités assurer la préparation des travaux commandés et leur suivi.

Pour le contrôle qui intervient en aval, il est prévu des formations comportant une formation plus globale pour garantir l'évolutivité des personnels et une bonne perception des situations concrètes.

Des collaborations sont prévues avec l'Education nationale pour les formations initiales et pour les formations continues de manière à atteindre une combinaison optimale entre la théorie et la pratique.

400 personnes doivent, en 1991, être formées au contrôle.

L'objectif à Gravelines est de passer d'une proportion de 10 % de techniciens supérieurs à une proportion de 30 à 50 %, par le biais de la promotion sociale et de l'embauche.

Il est à noter que 7 à 8 % du temps de travail normal est consacré à la formation. Elément qui est indicatif de la priorité donnée jusqu'à aujourd'hui à la conduite, les agents de conduite passent 10 % de leur temps de travail en formation. Les personnels de la maintenance passent seulement 6 % de leur temps de travail en formation [D. LENS, op.cit.].

Comme le Professeur PETIT l'a indiqué au cours de la table ronde sur la maintenance [53], trois éléments doivent entrer en ligne de compte pour les programmes de formation projetés par EDF :

- le compagnonnage est un procédé de formation très ancien qui privilégie l'acquisition des connaissances sur le terrain et s'avère très efficace

- les études sur les programmes de formation ne doivent pas s'arrêter aux compétences mais aussi inclure les adaptations des programmes en fonction des comportements particuliers des individus, par exemple par rapport au stress

- il est nécessaire de prévoir des systèmes de reconnaissance sociale des connaissances et des compétences.

Ainsi que cela a été exposé à votre Rapporteur par le responsable du service maintenance de la centrale 5-6 [54], une dimension fondamentale et très précise de la fameuse culture de sûreté est l'aptitude de chaque agent à travailler en s'auto-contrôlant.

L'auto-contrôle avant toute action est une nécessité absolue pour l'efficacité mais aussi et surtout pour la sûreté.

2.3.3. la revalorisation nécessaire des tâches de maintenance

La maintenance n'est pas pour l'instant, dans la plupart des industries, et en particulier dans l'industrie nucléaire, une activité bénéficiant d'une considération équivalente à celle de la production ou du développement.

Dans les rencontres que votre Rapporteur a eues avec les agents EDF sur le terrain, il est apparu une motivation d'autant plus élevée que le poste occupé était proche de l'acte de produire.

Lors de l'inspection de Gravelines, ceci a été constaté avec une acuité particulière dans le domaine de la responsabilité. Ainsi le service maintenance de la centrale 5-6 sous-traite comme il est normal en arrêt de tranche des opérations à la sous-unité technique (SUT) ou à l'ingénierie du parc en exploitation. Mais selon les termes du chef du service [op.cit.], le service "a pris le parti de doubler le contrôle effectué par le prestataire et par la SUT, parce qu'il considère que c'est la responsabilité de l'exploitant".

Ce type d'attitude responsable semble, selon votre Rapporteur, donner des indications pour l'organisation des structures. Les surcoûts entraînés par les doublons peuvent être compensés par une meilleure efficacité d'ensemble.

2.3.4. marges d'initiative et d'expression professionnelle

Ainsi qu'il a été constaté par votre Rapporteur, les agents d'EDF manifestent une préoccupation active envers la sûreté. Ainsi, à Gravelines, la proposition est faite que les services similaires des 3 centrales se contrôlent mutuellement. Des pointages et des contrôles internes seraient faits avant le redémarrage. Une autre suggestion est faite par la centrale de Flamanville. Il s'agirait de faire des tests d'ensemble des automatismes avant le redémarrage. En effet les tests séparés actuellement faits au fur et à mesure de la révision gagneraient à être complétés par un ou plusieurs tests d'ensemble.

2.4. quelques conditions de réussite pour cette évolution fondamentale d'EDF

La révolution interne en cours à EDF pour la valorisation et l'amélioration de la maintenance est comme on l'a vu d'une importance capitale. Cette révolution s'ajoute à d'autres défis et sollicite l'autorité de sûreté.

l'ampleur de la réforme de la maintenance

Selon votre Rapporteur, EDF a clairement compris les enjeux de l'amélioration de la sûreté en maintenance pour les années à venir. Pour faire face aux nouvelles contraintes du vieillissement du matériel, il faut mettre en place d'urgence une organisation améliorée.

Des éléments qualitatifs comme la culture de sûreté, l'autocontrôle et le contrôle mutuel, l'élévation du niveau de compétence, le nouvel équilibre entre le "faire" et le "faire faire" jouent un rôle clé pour la réussite de la réforme.

. un défi qui s'ajoute à de nombreux autres

Simultanément, l'approche hiérarchique de l'organisation du Service de la Production Thermique est remise en cause, avec la sollicitation de la créativité locale et le renforcement des liens directs entre les centres de production nucléaire.

La multiplicité des défis qu'EDF doit affronter actuellement impressionne nombre d'observateurs et en particulier, les syndicats, les agents d'EDF eux-mêmes et votre Rapporteur.

Défi de l'équilibre d'exploitation, défi du remboursement de la dette, défi de la recherche de débouchés extérieurs et de l'internationalisation, défi de l'amélioration permanente de la sûreté alors que les niveaux atteints sont déjà excellents, défi de la réorganisation de la DPT et de celle de la Direction de l'Équipement, défi de la préparation des réacteurs de l'avenir : à tous ces défis se rajoute celui de la maintenance qui n'est pas l'un des moindres, dans la perspective des prochaines années.

Dans une telle situation où les réformes nécessaires s'accumulent, il ne serait évidemment pas satisfaisant qu'EDF, en raison d'une progression insuffisante de ses tarifs, manque de ressources nécessaires à l'implémentation de ses projets.

. la nécessité de moyens adéquats pour l'autorité de sûreté

La question du rôle de l'autorité de sûreté dans un processus d'une telle importance se pose inévitablement.

La thèse d'EDF est que l'autorité de sûreté est fondée à imposer des objectifs et des obligations de résultats mais ne doit prétendre juger des moyens employés qui sont de la seule responsabilité de l'entreprise.

En réalité, il est clair d'une part que l'autorité de sûreté doit suivre les changements de près même si elle s'abstient de toute préconisation et d'autre part qu'elle doit disposer des moyens nécessaires pour le faire.

Or il faut bien reconnaître que les nouveaux problèmes à suivre par l'autorité de sûreté sortent du strict cadre technologique auquel elle-même et son appui technique sont habitués.

La réforme de la maintenance pose pour l'essentiel des problèmes de management.

Si la responsabilité de définir des structures et des pratiques optimales appartient à EDF, il est de la responsabilité de l'autorité de sûreté d'anticiper d'éventuels dérapages et d'éventuelles erreurs préjudiciables pour la sûreté.

Il convient donc à la fois de renforcer les structures de l'autorité de sûreté et de diversifier les appuis techniques dont elle doit pouvoir bénéficier.

A cet égard, il paraît indispensable à votre Rapporteur, que la DSIN initialise des liens contractuels forts analogues à ceux qui la lie à l'IPSN, avec d'autres centres d'expertise en management industriel regroupant des compétences multidisciplinaires et bénéficiant d'une expérience dans plusieurs industries différentes.

CHAPITRE IV

L'ACTION DU SYSTEME DE CONTROLE DE LA SURETE ET DE LA SECURITE AUTOUR DES REACTEURS RAPIDES, PHENIX et SUPERPHENIX

INTRODUCTION

La première réalisation importante en France pour la filière réacteurs à neutrons rapides est le réacteur **Rapsodie** mis en service en 1967.

Ce réacteur expérimental, initialement d'une puissance de 20 MWth portée à 40 MWth en 1982, ne produisait pas d'électricité. Rapsodie, installé à Cadarache, fut un banc d'expérimentation pour les techniques spécifiques aux réacteurs rapides.

Rapsodie fut arrêtée définitivement à la suite de la détection d'aérosols de sodium dans la double enveloppe. Le réacteur n'est plus à l'heure actuelle qu'un banc d'essai pour les techniques de démantèlement.

La deuxième réalisation française dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides est le réacteur **Phénix**, mis en service en 1974.

Ce réacteur, installé à Marcoule, et d'une puissance de 250 MWe a pour fonction de contribuer à la démonstration d'une part de la faisabilité générale des techniques des réacteurs rapides sur une échelle plus importante - notamment sur le plan du combustible - et d'autre part de l'applicabilité de ces techniques à la production d'électricité.

Phénix, exploité par EDF et par le CEA, produit de fait de l'électricité pendant une longue période et ceci d'une manière satisfaisante.

Ainsi que le montrent les résultats de l'exploitation de Phénix, cette centrale fonctionne avec une régularité exemplaire - jusqu'en 1989, où se produisent des arrêts difficiles à expliquer - .

Le fonctionnement reprend à la fin 1989. Mais en septembre 1990, un arrêt automatique lié à une baisse de puissance conduit l'autorité de sûreté à décider de suspendre l'autorisation de fonctionnement tant qu'une explication démontrée n'aura pas été fournie.

Votre rapporteur a suivi en détail le fonctionnement du système de contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires sur le cas Phénix.

Ce travail a consisté non seulement en une visite détaillée mais en une analyse des actions entamées et en sa participation, en tant qu'observateur à la réunion du Groupe permanent "réacteurs", consacrée à l'examen du programme d'essais à basse puissance. L'analyse de ces travaux est faite ci-dessous.

Le cas de Superphénix est plus complexe et a requis également l'attention de votre rapporteur.

Grâce à l'expérience acquise avec Phénix, le CEA étudie dès 1971 la construction d'un réacteur à neutrons rapides de 1000 MWe. Ces études - achevées en 1973 - débouchent sur le lancement de Superphénix. La construction d'un réacteur similaire en RFA, le réacteur SNR2, devait suivre.

Le projet Superphénix, installé à Creys-Malville, se déroule en réalité d'une manière plus difficile que Phénix.

L'objectif est d'utiliser les techniques des réacteurs rapides pour construire une centrale électronucléaire en vraie grandeur. La centrale développe une puissance électrique de 1200 MWe, ce qui la situe presque au niveau des réacteurs à eau pressurisée du palier P4 - P'4.

Mais depuis son couplage au réseau électrique en janvier 1986, Superphénix connaît de nombreux incidents techniques. Au total, la centrale ne fonctionne que l'équivalent de 174 jours à la puissance nominale, depuis sa mise en service jusqu'à son dernier arrêt.

En juillet 1990, la centrale est sujette une nouvelle fois suite à une difficulté technique - une pollution du sodium suite à une entrée d'air dans le circuit primaire de sodium -. S'ajoute à ce problème l'éventualité de l'apparition à Superphénix du phénomène de baisse de puissance observé sur Phénix.

Votre rapporteur après avoir visité dans le détail la centrale Superphénix, a suivi le déroulement du dialogue entre l'autorité de sûreté et les responsables de la centrale.

Le compte-rendu du fonctionnement du système de contrôle de la sûreté appliqué au cas des problèmes techniques de Superphénix est présenté ci-dessous.

A. LE FONCTIONNEMENT DU SYSTEME DE CONTROLE POUR PHENIX

Le réacteur à neutrons rapides Phénix est décrit par les responsables de son exploitation, tant du côté CEA qui en possède 80 % que de celui d'EDF qui en possède 20 %, comme une machine d'exception, qui *"a tourné comme une horloge"* pendant une longue période et se trouve depuis 1989 dans une zone de fonctionnement perturbé qui ne remet toutefois pas en cause son intérêt.

De son côté, l'autorité de sûreté constate qu'une série d'incidents survenus depuis 1989, qui semblent à la fois récurrents et difficilement explicables par les théories avancées successivement.

Il en est résulté une instruction du problème difficile sur un plan technique, qui n'a pas encore débouché sur un redémarrage à pleine charge de l'installation. Au contraire, ce sont seuls des essais à puissance très faible qui ont été autorisés et qui ne l'ont été, en l'absence d'explication convaincante sur les initiateurs du phénomène, que pour tenter de progresser dans l'analyse du ou des phénomènes.

Les considérations qui suivent sont issues des travaux suivants :

- entretiens avec les responsables de Phénix et visite de l'installation le 11 mars 1991
- examen des documents d'analyse du Département d'Evaluation de Sûreté de l'IPSN préparés pour le groupe permanent "réacteurs"
- participation à la réunion du groupe permanent "réacteurs" en date du 12 septembre 1991
- examen de l'autorisation donnée par la DSIN de l'autorisation d'effectuer des essais à puissance réduite pour tenter d'identifier les causes des incidents.

I. LES RESULTATS A L'ACTIF DE PHENIX ET SON INTERET ACTUEL.

Le réacteur à neutrons rapides Phénix présente un résultat d'activité largement positif selon la Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA [55]. L'intérêt du réacteur est encore majeur pour la recherche et le développement relatifs à la filière rapide.

1.1. l'intérêt initial et les résultats de Phénix

Les objectifs initiaux du réacteur à neutrons rapides sont aujourd'hui présentés de la manière suivante [J. BOUCHARD, op.cit.] :

"- la démonstration de faisabilité d'un réacteur de ce type et l'acquisition d'une maîtrise technique des problèmes posés par un RNR (réacteur à neutrons rapides) refroidi au sodium

"- la validation des choix de composants et de systèmes extrapolables pour évaluer les possibilités économiques de la filière

"- la démonstration dans le domaine du combustible d'éléments fondamentaux pour l'avenir de la filière : la combustion massive, le taux de surgénération, le bouclage du cycle

"- au surplus la démonstration qu'un réacteur de ce type a une capacité de production d'électricité avec un bon rendement (en l'occurrence, 1,5 TWh par an - $r = 44\%$)".

De fait, les résultats d'exploitation de Phénix sont remarquables. Mis à part les années 76-77 pendant lesquelles une difficulté majeure est apparue sur les échangeurs intermédiaires et l'année 1982 année pendant laquelle des fuites sont apparues sur les générateurs de vapeur, le facteur de charge a été de 70-75 %.

1.2. l'intérêt actuel de Phénix

La Direction des Réacteurs nucléaires du CEA souligne l'intérêt actuel de Phénix de la manière suivante :

- *"Phénix est un outil de développement en vue du projet European Fast Reactor EFR (voir deuxième partie du rapport)*
 - *à ce titre, Phénix peut être utilisé comme un réacteur d'irradiation pour tester des combustibles en vue de parvenir avec EFR à des taux d'irradiation de 150 000 MWj/t*
 - *en tant que réacteur expérimental, Phénix permet l'instrumentation des composants (par exemple, la détection des fuites de générateurs de vapeur), et la validation des codes de calcul visant une sûreté renforcée du réacteur*
- *"l'exploitation de Phénix doit permettre l'évaluation de son potentiel de longévité en ce qui concerne ses structures et ses composants*
- *"l'exploitation de Phénix doit permettre la mise au point de méthodes de surveillance en service et de méthodes d'entretien*

- "enfin, l'exploitation de Phénix est en partie couverte par la production d'électricité qu'elle réalise".

L'examen des travaux en cours dans le monde pour l'étude et le développement de la filière rapide est fait dans la deuxième partie de ce rapport.

Il est clair pour votre Rapporteur que les investissements déjà réalisés et l'intérêt potentiel de la filière rapide pour l'avenir imposent de rechercher l'explication des phénomènes de réactivité de Phénix.

2. LE PHENOMENE DE CHUTE DE REACTIVITE

La Centrale Phénix, à la suite de phénomènes récurrents de baisses de réactivité soudaines entraînant des arrêts automatiques est mise à l'arrêt le 9 septembre 1990.

Les arrêts survenus en 1990 succèdent à des phénomènes de même type survenus en 1989 ou même avant. Les explications élaborées en 1989 et les mesures correctives se sont donc révélées inopérantes.

2.1. la baisse de réactivité du 9 septembre 1990

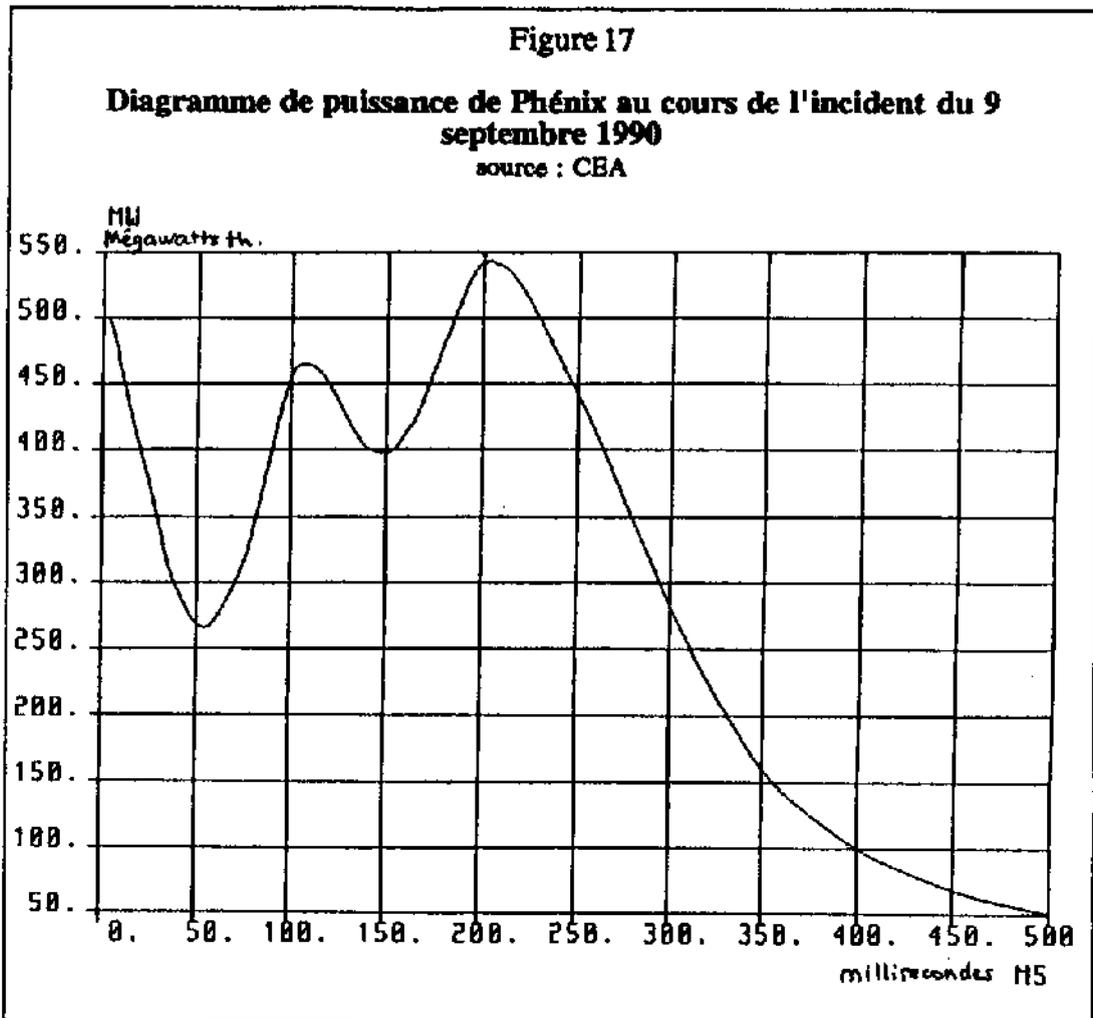
La Centrale Phénix était en fonctionnement stable depuis le 5 septembre 1990 à 500 MWth lorsque le 9 septembre à 10h se produit un arrêt automatique.

Une baisse de puissance est en effet détectée en dessous du réacteur et déclenche un arrêt automatique.

Mais il s'écoule 200 millisecondes entre le déclenchement de l'arrêt et l'arrêt proprement dit par chute des barres de commande.

Dans l'intervalle, la puissance remonte dans un premier temps jusqu'à la puissance initiale moins 10 % puis après une nouvelle faible baisse, la puissance passe au dessus de la puissance initiale jusqu'à la dépasser de 10 %.

L'arrêt produit alors son effet et la puissance chute en quelques dixièmes de seconde - voir figure suivante -.



2.2. les arrêts antérieurs et leur interprétation

Ce n'est pas en réalité la première fois que des arrêts automatiques provoqués par une chute de la puissance se produisent à Phénix. Pendant l'été 1989 trois arrêts de ce type se sont produits et dans le passé plus lointain en 1976 et 1978 probablement [56].

Les interprétations des arrêts survenus en 1989 sont à l'époque les suivantes : pour le premier arrêt, des parasites électriques sont rendus responsables; pour le troisième arrêt, un phénomène de réactivité est invoqué.

Le phénomène de réactivité serait dû à un effet de vide dans le coeur entraîné par le passage dans celui-ci d'une bulle d'argon provenant du ciel de pile.

On peut en effet trouver un schéma de transit du gaz qui soit cohérent avec les signaux observés. Ce schéma est conforté par des études hydrauliques.

Une indication de surpression sur un capteur du ciel de pile est cohérente avec la détente du gaz à la traversée du coeur.

Des dispositions correctives sont prises : installation de purgeurs dans le sommier du réacteur de manière à éliminer la rétention de gaz dans celui-ci, nouvelles consignes sur les vitesses de rotation des pompes à basse température.

L'analyse de sûreté conclut que l'hydraulique et la géométrie sont telles que le passage de gaz ne peut avoir des effets positifs de réactivité potentiellement dangereux.

L'autorisation de redémarrage est donc donnée à la fin 1989.

2.3. l'interprétation du phénomène de septembre 1990

Un Comité d'expertise est réuni par le CEA pour tenter de trouver une explication au phénomène qui n'a manifestement pas été éliminé par les mesures prises.

Ce Comité comprend des responsables de la Centrale, du CEA, du constructeur NOVATOME, d'EDF (Centre Lyonnais d'Ingénierie) de NERSA (Creys-Malville), de Grande-Bretagne (United Kingdom Atomic Energy Agency) et de RFA (KfK - Karlsruhe).

2.3.1. l'hypothèse des parasites perturbant les mesures et l'hypothèse du gerbage du coeur

Les principales conclusions de ce Comité sont les suivantes [57]:

- l'effet de vide lié à un passage d'argon ne peut expliquer à lui seul l'amplitude des signaux de réactivité observés sans effet plus importants sur la pression du ciel de pile

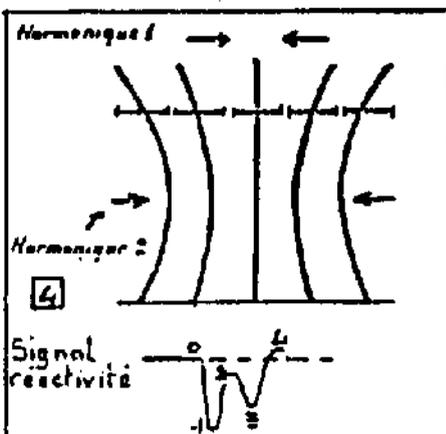
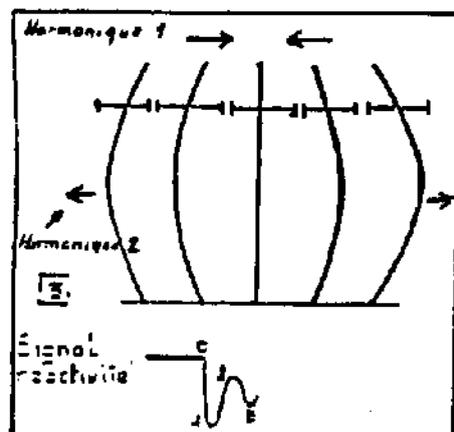
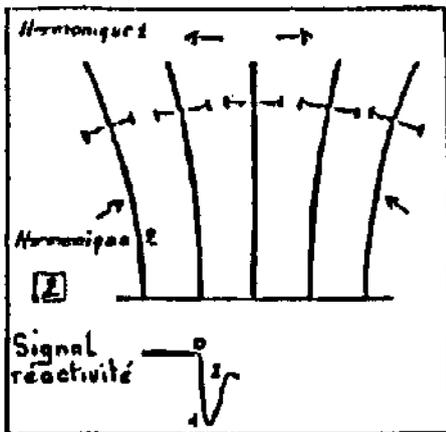
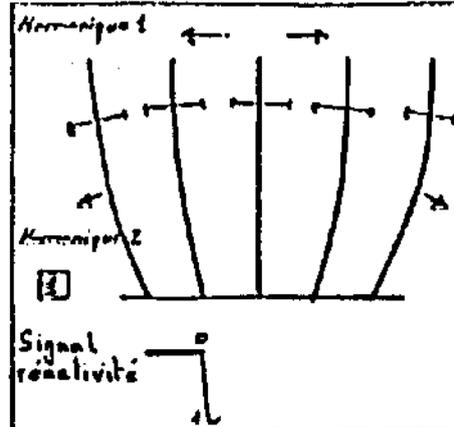
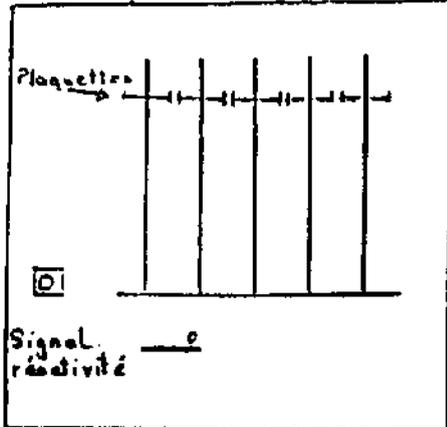
- l'analyse exhaustive des causes possibles ne permet de retenir qu'un parasite électrique sur les chambres de mesures ou un effet de réactivité lié au moins en partie à une variation géométrique du coeur.

Le scénario du gerbage du coeur est présenté sur la figure ci-après. Sous l'effet d'une impulsion de valeur en énergie faible (quelques kilojoules), il se produirait un mouvement de gerbage du réseau d'assemblages, avec retour à l'état initial ou à un état très voisin.

Figure 18

**Scénario de mouvement des assemblages
du coeur de Phénix**

source : CEA



On suppose :

Harmonique 1 : période 200 us.

Harmonique 2 : période 400 us.

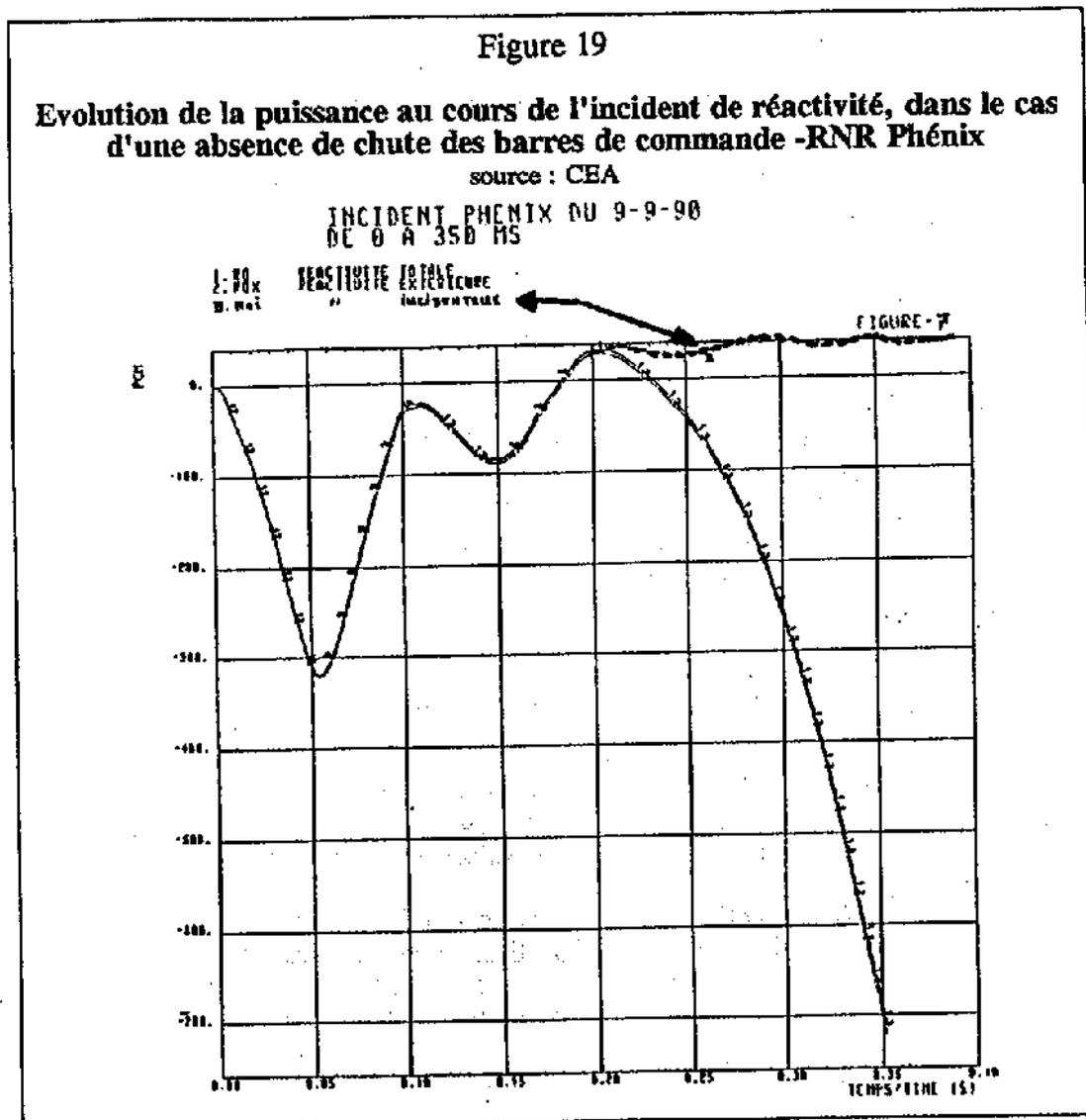
Les mouvements en cause seraient d'ampleur extrêmement réduite : quelques millimètres.

Un modèle de comportement mécanique du coeur et l'analyse d'essais réalisés en Grande-Bretagne confortent la crédibilité de ce scénario.

2.3.2. *l'analyse de sûreté*

Une analyse de sûreté est faite sur le phénomène observé, sans faire aucune hypothèse sur l'origine des incidents.

Une simulation de l'évolution de la réactivité à la suite de ce phénomène est faite en supposant qu'il n'y aurait pas chute des barres de commande. Les calculs prenant appui sur les caractéristiques du signal neutronique montrent qu'après la chute de réactivité, la puissance remonte et oscille autour d'une valeur supérieure de quelques MWth à la valeur initiale - voir figure suivante -.



Selon le CEA [op.cit.] :

"- sans faire aucune hypothèse sur l'origine des incidents, la simple analyse du signal neutronique observé montre que le réacteur n'allait pas vers une excursion de puissance lorsqu'il a été arrêté par la chute des barres de commande

"- le scénario de référence, pas plus que celui de 1989, ne peut induire des effets de réactivité positive potentiellement dangereux, même avec une impulsion plus énergétique ou placée à un autre endroit du réseau.

"- il n'existe pas d'autre interprétation possible en dehors d'un parasite

"- le mécanisme de gerbage ne peut avoir son origine dans une quelconque détérioration des structures du réacteur et inversement, le gerbage n'est pas dommageable pour ces structures".

En tout état de cause, si le mécanisme de gerbage peut être retenu comme explication de la variation de réactivité, aucun mécanisme initiateur du mouvement de gerbage n'est identifié clairement à la mi-1991.

3. L'ORGANISATION DE LA SURETE ET SON FONCTIONNEMENT POUR PHENIX

La caractère de prototype de Phénix a entraîné la mise en place d'un suivi particulièrement rapproché de ce réacteur par l'autorité de sûreté.

Les difficultés rencontrées depuis 1989 justifient une attention particulière de l'ensemble des parties prenantes.

Le groupe permanent réacteurs est intervenu pour examiner les programmes d'essais soumis par l'exploitant. Votre Rapporteur en a suivi la réunion du 12 septembre 1991.

3.1. le cadre général de fonctionnement de Phénix

La centrale Phénix dépend sur le plan de la sûreté de la 3ème sous-direction de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires. Elle est en outre soumise au contrôle du SCPRI mais procède à ses propres analyses.

Au plan des Directions Régionales de l'Industrie et de l'Environnement (DRIRE), la centrale dépend de la DRIRE Languedoc-Roussillon pour le suivi du fonctionnement des appareils à pression de vapeur et de la Division nucléaire de la DRIRE Provence Côte d'Azur pour les questions nucléaires.

L'exploitant nucléaire de Phénix est le CEA.

Avant chaque cycle de fonctionnement (environ 3 cycles par an) consacrés à des irradiations d'assemblages expérimentaux, la centrale demande l'accord préalable de la DSIN. Le dossier de demande d'autorisation est transmis à la DSIN après examen par le groupe local de sûreté de Phénix, qui est une instance de sûreté interne du CEA.

La centrale demande également l'accord préalable pour des fonctionnements ou des essais sortant du cadre des Règles Générales d'Exploitation (RGE) approuvées par la DSIN.

En outre, lorsqu'elle le juge nécessaire, la DSIN peut informer la centrale que le démarrage ou un fonctionnement particulier est soumis à son accord préalable. C'est le cas depuis l'arrêt automatique par réactivité négative du 9 septembre 1990.

A l'inverse la centrale a pu prendre l'initiative de proposer des modifications visant à améliorer la sûreté d'exploitation.

Dans le cas particulier des travaux sur l'identification des causes de la baisse de réactivité, l'exploitant a élaboré un programme d'études et d'essais dont certains sont réalisés en dehors de l'installation ou au moyen de celle-ci mais sans redémarrage et d'autres nécessitent le fonctionnement de Phénix à puissance réduite.

L'autorité de sûreté après étude de ces dispositions, demande un examen au fond du dossier par l'IPSN et réunit le groupe permanent réacteurs le 12 septembre 1991.

Votre Rapporteur voit confirmer par M. Dominique STRAUSS-KAHN, ministre de l'industrie, le 7 août 1991, l'autorisation qui lui avait été donnée par son prédécesseur, M. FAUROUX, de participer en tant qu'observateur aux réunions du groupe permanent "réacteurs" consacrées aux réacteurs à neutrons rapides français, Phénix et Superphénix.

3.2. le fonctionnement du groupe permanent "réacteurs" lors de la réunion du 12 septembre 1991

La composition du groupe permanent "réacteurs" ainsi que le rôle de ce dernier dans l'organisation du contrôle de la sûreté sont présentés en détail plus loin, à l'occasion de l'analyse du fonctionnement du système de contrôle sur le cas de Superphénix.

On se limite ici au fonctionnement du groupe lors de sa réunion du 12 septembre 1991.

3.2.1. l'IPSN et Phénix : l'appui technique de l'autorité de sûreté

Votre Rapporteur avait indiqué dans le précédent rapport de l'Office que l'IPSN disposait d'une organisation telle que sa présence historique dans le groupe CEA n'altère pas la différenciation de son rôle de conseil dans certains cas aux exploitants et de son rôle d'appui technique à l'autorité de sûreté.

Dans le cas de Phénix, dont l'exploitant est, comme on l'a vu, le CEA, selon les indications de M. QUENIART, Directeur délégué à la sûreté de l'IPSN [58] :

"aucun ingénieur de l'IPSN n'a servi de conseil à l'exploitant pour la préparation de son dossier. Celui-ci a été constitué par la centrale Phénix, avec l'appui des différents départements de la Direction des Réacteurs Nucléaires, l'intervention d'un Comité d'expertise et de divers spécialistes (hors IPSN) ou hors CEA".

L'IPSN a donc pratiqué l'instruction du dossier avec la seule préoccupation de la sûreté. Selon l'IPSN [op.cit.] : " au cours de l'instruction technique de ce dossier, les demandes de l'IPSN ont conduit l'exploitant à effectuer des études et des essais complémentaires, dont les résultats sont inclus dans le dossier définitif remis par l'exploitant et soumis à l'examen du groupe permanent.

3.2.2. les principaux points techniques examinés

On a vu précédemment que parmi les hypothèses faites pour expliquer les signaux de baisse de réactivité, figurent celles de parasites électriques ou électromagnétiques. Tout en estimant faible la vraisemblance de cette explication, l'IPSN estime que des essais complémentaires doivent être faits. De même pour des effets de masque qui auraient pu perturber le cheminement des neutrons entre le coeur et les chambres de mesure.

S'agissant du passage de gaz ou de matériaux modérateurs ou absorbants dans le coeur, le Département d'Evaluation de Sûreté renouvelle son assurance que *"le scénario de cavitation dans les assemblages ne pose pas de problème pour la sûreté du réacteur (...). La réactivité positive ne pourrait pas dépasser + 50 pcm, en considérant tous les assemblages affectés par une cavitation"* [59].

Le gerbage des assemblages est, on l'a vu, la seule famille d'événements pouvant provoquer des variations de réactivité ayant des fréquences et des amplitudes cohérentes avec celles des perturbations observées.

La difficulté actuelle réside dans la non-identification certaine d'événements initiateurs de ces mouvements.

Parmi les scénarios examinés par le groupe permanent :

- des excitations hydrauliques : surpression dans les espaces situés entre les assemblages, excitations internes aux assemblages, mise en surpression du sodium à la sortie des assemblages sous le bouchon-couvercle coeur
- des excitations mécaniques externes au coeur : sollicitation horizontale ou verticale unidimensionnelle du sommier, déblocage d'un patin de supportage du sommier, propagation d'un défaut dans une structure participant au supportage du coeur

- des excitations mécaniques internes au coeur.

Le groupe permanent a ensuite examiné les problèmes d'instrumentation supplémentaire à mettre en place afin de tirer le meilleur parti des essais à puissance nulle prévus par l'exploitant : dispositifs d'enregistrement rapide des signaux du coeur, sondes à ultrasons pour déceler les mouvements des assemblages et des éléments combustibles, et, capteurs de pression.

Ces essais proposés par l'exploitant concernent les points suivants :

- la connaissance à la réponse des capteurs
- la vérification de l'état du coeur
- la confirmation de scénarios, en particulier celui des mouvements d'assemblages provoqués par des excitations d'origine hydraulique.

4. L'AVENIR DE PHENIX

Au terme de sa réunion du 12 septembre 1991, le groupe permanent adopte un avis transmis à l'autorité de sûreté.

Le groupe permanent indique que l'hypothèse du passage de gaz dans le coeur pour expliquer les anomalies de réactivité peut être exclue. Si la présence de parasites électriques ou électromagnétiques ne peut être exclue conduisant à de fausses variations de réactivité, le mouvement de gerbage est l'explication privilégiée.

Le groupe permanent spécifie bien que les mouvements de gerbage ne signifient pas une dégradation des structures du coeur et ne peuvent entraîner des mouvements de réactivité positive dommageables pour celui-ci.

Assortissant son avis d'un ensemble de recommandations, le groupe permanent considère que les résultats des études présentées par l'exploitant permettent d'autoriser les essais prévus avec le réacteur sous-critique ou critique à faible puissance neutronique, c'est-à-dire des essais dits à puissance nulle.

Le 20 septembre 1991, la DSIN donne l'autorisation à l'exploitant de procéder aux essais à très faible puissance examinés par le groupe permanent, afin de "*compléter le dossier d'analyse des incidents survenus en 1989 et 1990*" [60]. En outre, chaque essai doit faire l'objet d'une autorisation spécifique, car les résultats obtenus conditionnent la poursuite des essais et ultérieurement la remise en service éventuelle du réacteur [61].

Restent certaines observations de membres importants du groupe permanent. Les explications des mouvements de gerbage ne sont pas suffisamment détaillées et les scénarios suffisamment complets. L'exploitant aurait dû proposer plusieurs scénarios détaillés et alternatifs. Pour le programme d'essais, des études approfondies sont nécessaires, en complément aux tests.

Cette question des moyens affectés par les exploitants à la résolution des problèmes rencontrés par les réacteurs à neutrons rapides est, comme on le verra dans la suite, commune à Phénix et à Superphénix.

B. LE FONCTIONNEMENT DU SYSTEME DE CONTROLE DE LA SURETE POUR SUPERPHENIX ET LES ENJEUX DE LA SITUATION ACTUELLE

Superphénix, réacteur surgénérateur à neutrons rapide, connaît depuis son démarrage un certain nombre de difficultés qui reculent à chaque fois la date de la banalisation de cette centrale dans le parc électronucléaire français.

En réalité, Superphénix, comme cela est reconnu aujourd'hui, ne peut être assimilé à une installation industrielle. Superphénix doit, selon les termes employés début 1991 par M. Roger FAUROUX, en réponse à une question écrite [62], produire essentiellement, comme un laboratoire, des connaissances et au surplus de l'électricité.

1. LA DIMENSION EUROPEENNE DE SUPERPHENIX

Le processus de création de Superphénix débute en 1970 avec le démarrage d'une étude préliminaire par EDF et le CEA. Le projet est tout de suite conçu dans un cadre européen. A cet effet, est votée en France la loi du 23 décembre 1972 autorisant la création d'entreprises exerçant une activité d'intérêt européen en matière d'électricité.

1.1. une société à plusieurs partenaires européens

Une convention est signée le 28 décembre 1973 entre les trois producteurs européens d'électricité que sont Electricité de France, Rheinisch Westfälisches Elektrizitätswerk (RWE) et Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (ENEL, société nationale de production et de distribution d'électricité en Italie).

La convention prévoit la construction en France d'un réacteur à neutrons rapides de 1200 MWe dérivé de Phénix, dans le cadre de la société NERSA, et, la construction en RFA d'un réacteur de puissance voisine dérivé du réacteur SNR 300 de Kalkar.

La constitution de la société NERSA (Centrale Nucléaire Européenne à neutrons rapides - Société Anonyme) est réalisée le 8 juillet 1974. Les actionnaires principaux sont EDF avec 51 % et ENEL avec 33 %.

Ultérieurement, RWE fera entrer d'autres participants au capital, avec la création de SBK (Schnellbrüter Kernkraftwerk Gesellschaft mbH) qui détient 16

% du capital de NERSA et est composée de la manière suivante : RWE 68,85 %; SEP (association de producteurs d'électricité néerlandais) 14,75 %; Electronucléaire (Association de producteurs d'électricité belges) 14,75 %; CEGB (Central Electricity Generating Board, United Kingdom) 1,65 %.

1.2. la participation à la construction de nombreuses entreprises de nationalités différentes

En 1973, l'enquête publique est déclenchée. Les acquisitions de terrain commencent la même année, suivies en 1975 et en 1976 par les travaux d'infrastructures et de terrassements.

En avril 1977, le contrat pour la fourniture de la chaudière nucléaire est notifié.

De mai 1980 à juin 1981, les grands composants sont installés, notamment, la cuve, la dalle, le dôme.

De 1981 à 1983 sont réalisés les montages des circuits. En 1984, les premiers essais et le remplissage de sodium sont effectués.

Conformément aux engagements pris lors de la formation de NERSA, les frais d'investissement de Superphénix sont répartis au prorata des parts.

La répartition des contrats et commandes est telle que les sommes versées retournent dans le pays d'origine.

EDF assurera l'exploitation pour le compte de NERSA. L'électricité produite doit être répartie entre les partenaires.

S'agissant de l'îlot nucléaire, les principaux fournisseurs sont les suivants :

- . bloc réacteur : NEYRPIC, NIRA, BREDA
- . combustible : CEA, COGEMA, AGIP
- . manutention du combustible : INTERATOM, NEYRPIC
- . pompes à sodium : JEUMONT SCHNEIDER, NIRA, FIAT
- . échangeurs intermédiaires : STEIN-NIRA, BREDA-TOSI
- . générateurs de vapeur : CREUSOT-LOIRE

La partie conventionnelle a été fournie par :

- . génie civil : Groupement FOUGEROLLE
- . groupes turbo-alternateurs : ANSALDO
- . pompes alimentaires : SULZER-TOSI
- . installateur électrique : CGEE-BBC
- . contrôle commande : SIEMENS, HARTMANN et BRAUN, SODETEG, SEMS, ELSEL

Le tableau suivant montre bien la pluralité de fournisseurs, appartenant à des pays différents [63].

Tableau 12

Entreprises ayant participé à la construction de Superphénix
source : NERSA

| Chaudière nucléaire (3) | | | Matériel électrique | | |
|--|--------------------------------|-----------------------------------|---|--------------------------------|----------|
| | Entrepreneurs ou Constructeurs | Pays | | Entrepreneurs ou Constructeurs | Pays |
| Constructeur principal de la chaudière combustible | Novatome (1) | France | Transformateurs principaux | ACEC | Belgique |
| | Nira (2) | Italie | Plate-forme transformateurs principaux | CEI | Italie |
| | CEA-Cogema | France | Interrupteur encadreur | CEI | Italie |
| | Agip-Nucléaire - Fiat Sion | France | Tableaux 7,2 kV | Delle Alsthom | France |
| Éléments de protection neutronique latérale | Sion | France | Tableaux basse tension | CEI | Italie |
| | Interatom | R.F.A. | Moteurs | Sohorh | R.F.A. |
| Mécanismes des barres de contrôle | Novatome-Neyrpic | France | Transformateurs basse tension | Starkstrom-Gerätebau | R.F.A. |
| | Creusot-Loire Nira-Fiat | Italie | Groupes électrogènes | GMT | Italie |
| Cuve principale | Neyrpic | France | Éclairage | CGEE | France |
| | Nira - Breda - Ath - Cimi | Italie | Installation électrique générale | CGEE | France |
| Cuve de sécurité | Neyrpic | France | Relayage statique | BBC-Mannheim | R.F.A. |
| | Nira - Ath - Fochi | Italie | Matériel de régulation | Hartmann & Braun | France |
| Curves internes et baffles | Neyrpic | France | Traitement de l'information | Sodetag | France |
| | Nira - Breda - Ath - Cimi | Italie | | | |
| Placage | Neyrpic | France | Matériels mécaniques | | |
| | Nira - Breda - Cimi | Italie | | | |
| Bouchon couvercle ouvré | Neyrpic | France | | | |
| | Nira - Breda - Fochi | Italie | | | |
| Dalle | Neyrpic | France | Groupes turbo-alternateurs | Ansaldo | Italie |
| | Nira - Breda (4) | Italie | Poste de condensation et de réchauffage | Alsthom Atlantique FBM | France |
| Dôme du réacteur | Nira Ballati | Italie | Pompe d'extraction | Termomeccanica | Italie |
| Bouchons tournants | Neyrpic - Nira | France | Turbo-pompes élémentaires | Sulzer Weiss Franco Tosi | R.F.A. |
| Dispositifs de manutention du combustible | Novatome - Neyrpic | France | Moto-pompes alimentaires | Sulzer Weiss | R.F.A. |
| | Nira - Cmi | Italie | Pompes de circulation | Bergeon | France |
| Pompes primaires | Jeumont Schneider | France | Grilles - d'agileurs - batardeaux | Magrini-Galileo | Italie |
| Moteurs des pompes primaires | Nira - Ansaldo | Italie | Filtres rotatifs | Beaudrey | France |
| Pompes secondaires | Jeumont/Schneider Nira - Fiat | France | Circuits basse pression et circuits divers | Fochi | Italie |
| Moteurs des pompes secondaires | Siemens | R.F.A. | Circuits haute pression | Nordon | France |
| | | | Engins de manutention | Zerbini | Italie |
| Échangeurs intermédiaires: | Nira | Italie | Ascenseurs et monte-charge | Schindler | R.F.A. |
| | Stain Industrie | France | Pompes auxiliaires eau brune | Ateliers Mécaniques Belges | Belgique |
| | Franco Tosi - Breda | Italie | Production eau déminéralisée | Castagnoli | Italie |
| Générateur de vapeur | Creusot-Loire | France | Ventilation et conditionnement | DSD | R.F.A. |
| Circuits sodium secondaire | Stain Industrie | France | | Aerimpianti | Italie |
| Installation électrique générale | CGEE Alsthom | France | Bâtiments et Ouvrages | | |
| | BBC | R.F.A. | | | |
| Relayage | Siemens | R.F.A. | | | |
| | | | | | |
| Baillet de stockage du combustible | Interatom Noell | R.F.A. | Travaux de terrassement d'infrastructure | Leont Mama Perrier | France |
| | Nira Fochi | Italie | Génie-Civil des bâtiments | Fougerolle | France |
| Novatome | France | Condotte d'Acqua Philipp Holzmann | | Italie | |
| Cellule de lavage et décontamination | Interatom | R.F.A. | Charpentes métalliques | IMPA | Italie |
| | Novatome | France | Menuiseries métalliques | SOMEL | France |
| Homes pour manutentions spéciales | ACB | France | Conduites de circulation de l'eau des condenseurs | Bonna | France |
| | | | Peintures | Frascio | France |
| Evacuation des assemblages irradiés | Interatom | R.F.A. | Second œuvre et finitions | Pitance | France |
| | Novatome | France | Bureaux, ateliers, magasins | Maillard & Duclos | France |
| | | | Forçage de levage | Loisinger | Suisse |

(1) Novatome associée: Framatome 70%; Neyrpic 15%; Alsthom-Atlantique 15%.

(2) Nira (Nucléaire Italiana Reattori Avanzati) associée: AMN (Ansaldo meccanica nucleare): 57,5%; Agip Nucléaire (ENI) 17,5%; Franco Tosi 10%; Fiat TIG 10%; Ballati 5%.

(3) La chaudière nucléaire est construite d'après une licence German basée sur un procédé CEA, par Novatome (66%) associé à Nira (33%).

(4) Breda désigne la Division Breda Generazione vapore de la Società Ansaldo, ex Breda Termomeccanica.

La diversité des entreprises intervenantes n'est pas exceptionnelle dans le nucléaire, dont les réalisations font appel à de nombreux métiers différents.

En revanche, ce qui caractérise Superphénix, c'est l'implication dans sa construction d'entreprises de nationalités différentes.

Le consortium AIRBUS a démontré la faisabilité d'une coopération industrielle européenne, impliquant la réalisation d'un système complexe par un ensemble transfrontière d'entreprises.

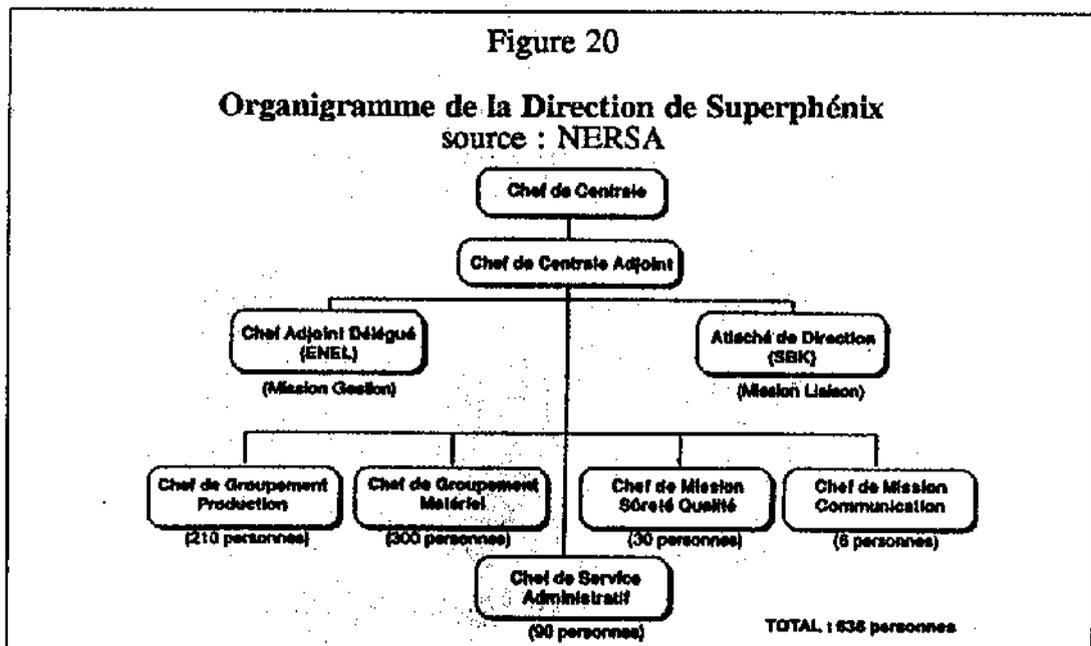
Une différence capitale doit toutefois être établie entre la construction de Superphénix et celle d'Airbus: Superphénix est resté un exemplaire unique, contrairement aux projets initiaux. Les méthodes de collaboration n'ont pu qu'en rester aux balbutiements. L'effet d'apprentissage n'a pu jouer.

1.3. une collaboration européenne réduite pour la direction et l'exploitation

D'après les informations fournies à votre Rapporteur, le fonctionnement de NERSA et la direction de Superphénix ne sont que faiblement internationalisés dans la pratique quotidienne [64].

L'assemblée générale de NERSA, société anonyme, se réunit une fois par an. Le conseil de surveillance se réunit quant à lui 3 fois par an. Le conseil de surveillance comprend 6 Français, 4 Italiens, 2 Allemands. Le Directoire se réunit 12 fois par an. Il est composé de 3 personnes, dont un Français, un Italien et un Allemand. Les décisions sont prises à la majorité comprenant obligatoirement la vix française, c'est-à-dire en pratique lorsque le représentant français est soutenu par l'un au moins des deux autres membres.

L'organigramme de la direction est présenté figure suivante.



D'après la convention initiale, EDF assure l'exploitation de la centrale. Le chef adjoint délégué de la centrale est un représentant de l'ENEL et est plus particulièrement en charge de la mission gestion. La société SBK est représentée par un attaché de Direction qui a dans ses attributions les liaisons avec les partenaires.

A titre d'exemple, lors de la visite de votre rapporteur les 13 et 14 mai 1991, les partenaires d'EDF n'avaient détaché sur le site qu'une trentaine de personnes, appartenant aux catégories cadre et haute maîtrise.

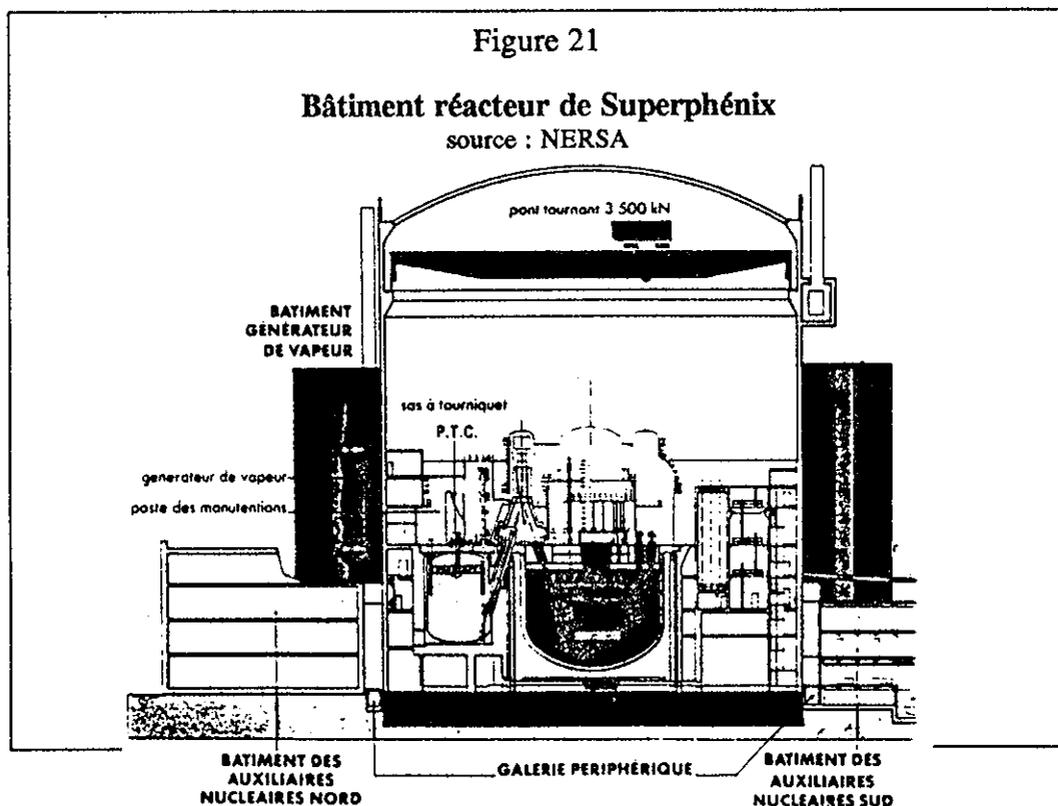
2. HISTORIQUE DES DIFFICULTES RENCONTREES PAR SUPERPHENIX

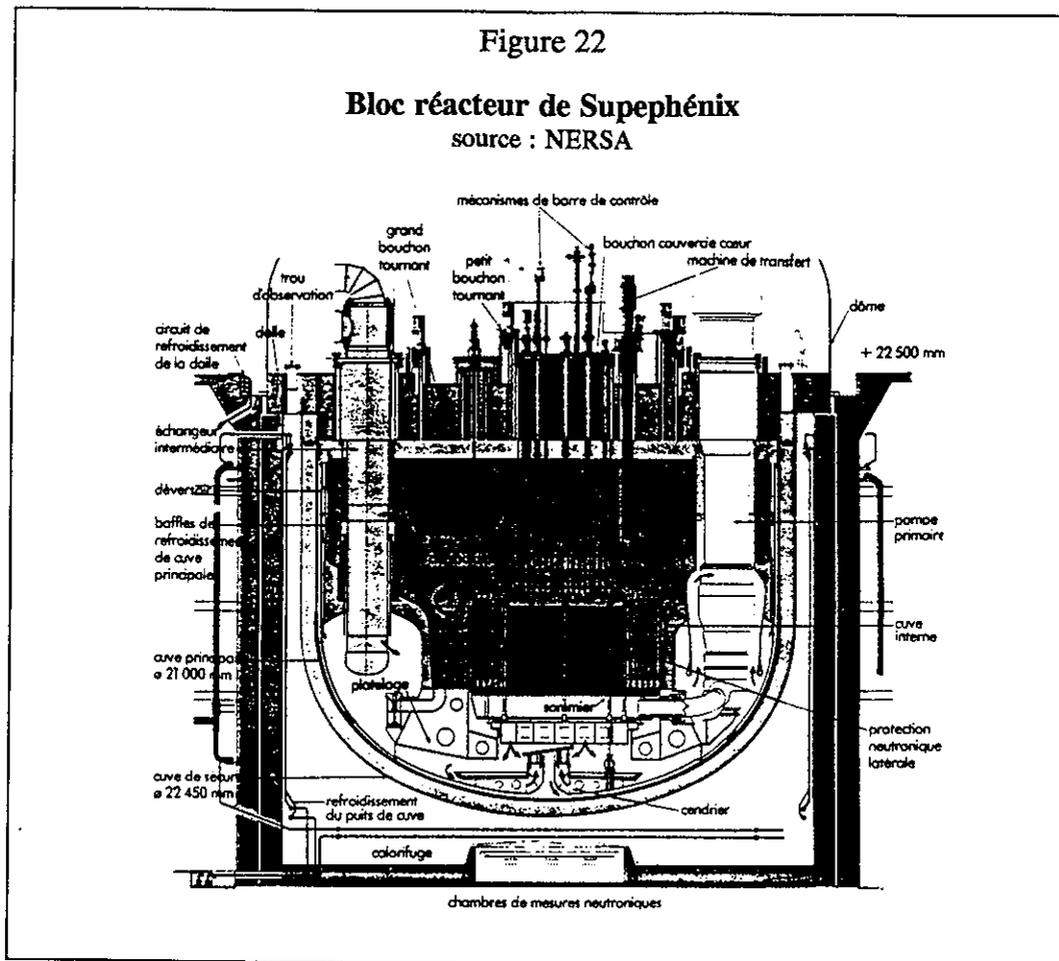
Le chargement du combustible est réalisé à Superphénix le 20 juillet 1985. La responsabilité de l'installation échoit à l'exploitant (EDF). La première divergence intervient le 7 septembre 1985. Le couplage au réseau a lieu le 14 janvier 1986 et la pleine puissance est atteinte le 9 décembre 1986.

Superphénix connaît toutefois des difficultés récurrentes. Ces difficultés illustrent le fait que cette centrale constitue un prototype.

Certains des problèmes proviennent de choix qui, fondés au départ, sont apparus constatables à la lumière de l'expérience. D'autres problèmes sont dûs à des difficultés de mise au point.

Pour faciliter la compréhension des incidents survenus à Superphénix, les schémas ci-après représentent d'une part le bâtiment réacteur et d'autre part le bloc réacteur.





2.1. les vibrations de structure avant la mise en service : octobre 1984

La première anomalie apparue sur Superphénix date d'avant la mise en service du réacteur. Elle s'est produite immédiatement après la mise en sodium de l'installation. Le sodium, comme on sait, sert de fluide caloporteur.

L'installation comprend 3 314 t de sodium dans les circuits primaires et 1 500 t dans les circuits secondaires. Les structures internes du réacteur dont le développé atteint 60 mètres, vibrent lorsque le sodium est mis en mouvement dans la cuve. Le déplacement de certaines tuyauteries peut atteindre jusqu'à 1,5 cm.

La source d'énergie qui occasionne les vibrations est rapidement identifiée. Il s'agit de la chute de sodium dans le déverseur. L'augmentation du débit de déversement permet de supprimer les vibrations.

2.2. les tests de 1986 et le début de l'exploitation : 14 janvier - 26 mai 1987

L'année 1986 est principalement consacrée aux tests.

Les mois de janvier à mars 1986 permettent des essais du groupe turbo-alternateur B, avec une montée à 30 % de la puissance nominale.

Les mois d'avril et mai sont dévolus à des essais de neutronique.

En juin 1986, le réacteur atteint 50 % de la puissance nominale. Juillet est affecté à des essais de rupture de gaine des assemblages combustible. Les tests du groupe turbo-alternateur B et le fonctionnement à deux groupes ont lieu d'août à la mi-octobre. Le 9 décembre 1986, la puissance nominale de 1200 MWe est atteinte.

Le réacteur est arrêté en janvier 1987 pour cause d'entretien des barres. La centrale fonctionne à mi-puissance de février à juin, en raison de l'indisponibilité de la voie B. Des essais de détection de rupture de gaine de combustible sont en cours lorsqu'une fuite de sodium dans le barillet est détectée, le 26 mai 1987. A la suite de cette découverte, le réacteur est stoppé.

2.3. la fuite du barillet : mars 1987 - janvier 1989

L'incident du barillet de Superphénix est sans doute le plus dommageable pour la centrale. Il va se révéler très long à effacer tant sur le plan technique que médiatique et réglementaire.

Le paradoxe est que l'incident ne concerne nullement le réacteur lui-même mais un dispositif de stockage des assemblages combustibles.

2.3.1. fonctions du barillet

Le barillet est conçu dès l'origine de la centrale comme un dispositif essentiel pour la manutention des éléments combustibles. Les deux opérations de manutention sont les suivantes: l'introduction d'assemblages neufs dans le coeur; le déchargement des assemblages irradiés.

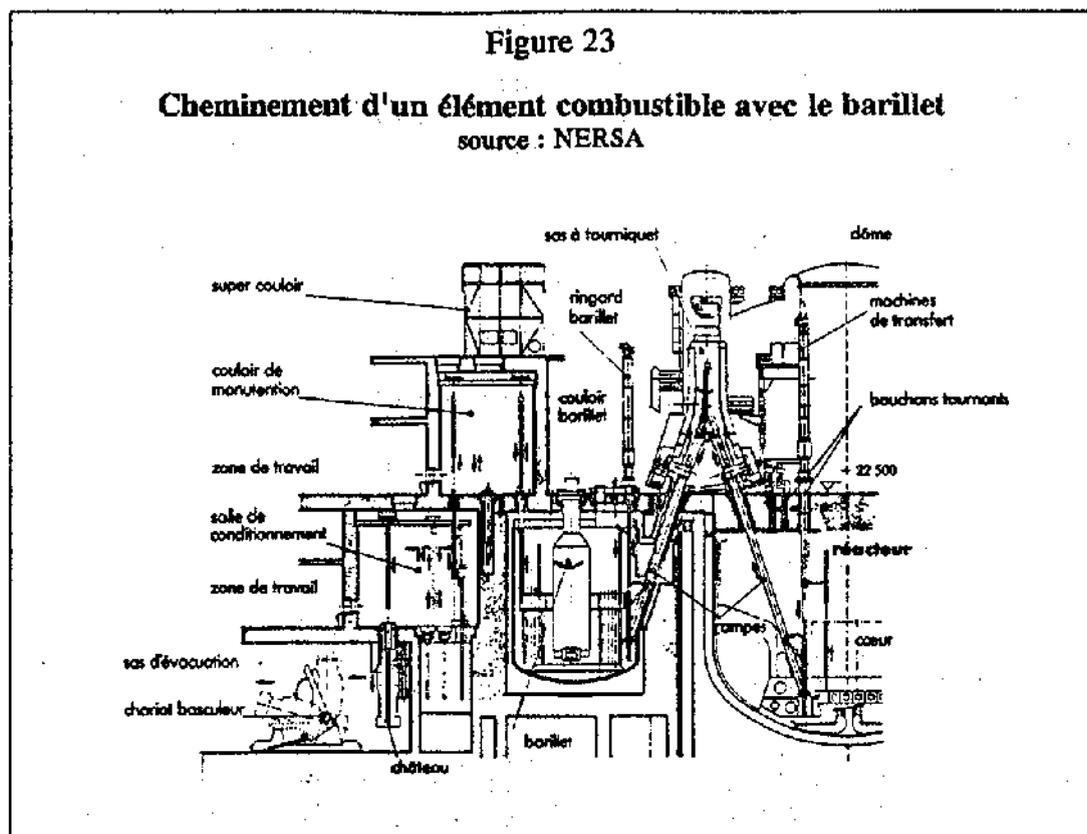
Le barillet a une fonction d'espace tampon. Il permet d'une part de grouper les opérations. Le barillet sert d'autre part de lieu de stockage pour attendre une décroissance radioactive des assemblages irradiés, ce qui facilite leur manipulation ultérieure.

Le barillet est composé d'un ensemble de deux cuves concentriques soudées à un toit. La cuve intérieure est remplie de sodium liquide à 200 °C dans lequel baignent les assemblages. Au fond de la cuve se trouve le manège tournant dans lequel les assemblages viennent se loger.

L'espace intercuve est en atmosphère d'azote, comme celui du réacteur. A l'intérieur du barillet, se trouvent des serpentins. Ceux-ci servent à réchauffer

le sodium quand il n'y a pas d'éléments combustibles et ou au contraire à le refroidir quand il y a de nombreux assemblages.

Les assemblages sont transférés du barillet au réacteur et vice et versa par un système de rampes et de sas à tourniquet (voir schéma ci-dessous).



2.3.2. L'incident du barillet : mars 1987 - janvier 1989; des erreurs de construction et des défauts de gestion

Les 8 et 9 mars 1987, une alarme relative à une fuite de sodium se déclenche en salle de commande. Un rondier inspecte l'armoire correspondante et ne constate aucun signal. Il demande une intervention. Une erreur d'étiquetage a en réalité été commise à la construction. La demande n'aura pas de suite.

Les 20 et 31 mars, on constate que l'isolement électrique est nul en fond de cuve.

Les bilans en masse de sodium effectués les 1er et 3 avril 1991 concluent à une perte de 20 à 25 m³ de sodium sur 800 dans le barillet.

Le Service Central de Sécurité des installations nucléaires est averti le 3 avril 1987 de la fuite.

Superphénix est autorisé à fonctionner jusqu'au 26 mai 1987, le barillet ne participant pas à la sûreté du réacteur en fonctionnement.

. la gestion déficiente de l'incident et les mesures correctives

Les études ultérieures de la cinétique du phénomène conduiront à confirmer que la première alarme intervenue le 8 mars était la bonne.

Une erreur de libellé de l'alarme a constitué le premier dysfonctionnement de l'installation. Le deuxième provient du fait que l'opérateur ne constatant pas l'alarme en local, aurait dû se référer au libellé de sa fiche d'alarme, ce qu'il n'a pas fait. Enfin, l'ensemble de ces attitudes a pu trouver un terrain favorable dans l'apparition fréquente d'alarmes intempestives sur l'installation.

Les enseignements tirés de l'incident sont d'une part la nécessité d'améliorer la fiabilité des systèmes et d'autre part la formation des opérateurs.

Les actions réalisées furent les suivantes [65]:

- . l'amélioration des systèmes de détection de fuite sodium
- . la suppression des alarmes intempestives
- . la vérification systématique des 8 000 alarmes
- . la formation des opérateurs.

. un mauvais choix d'acier condamne le barillet

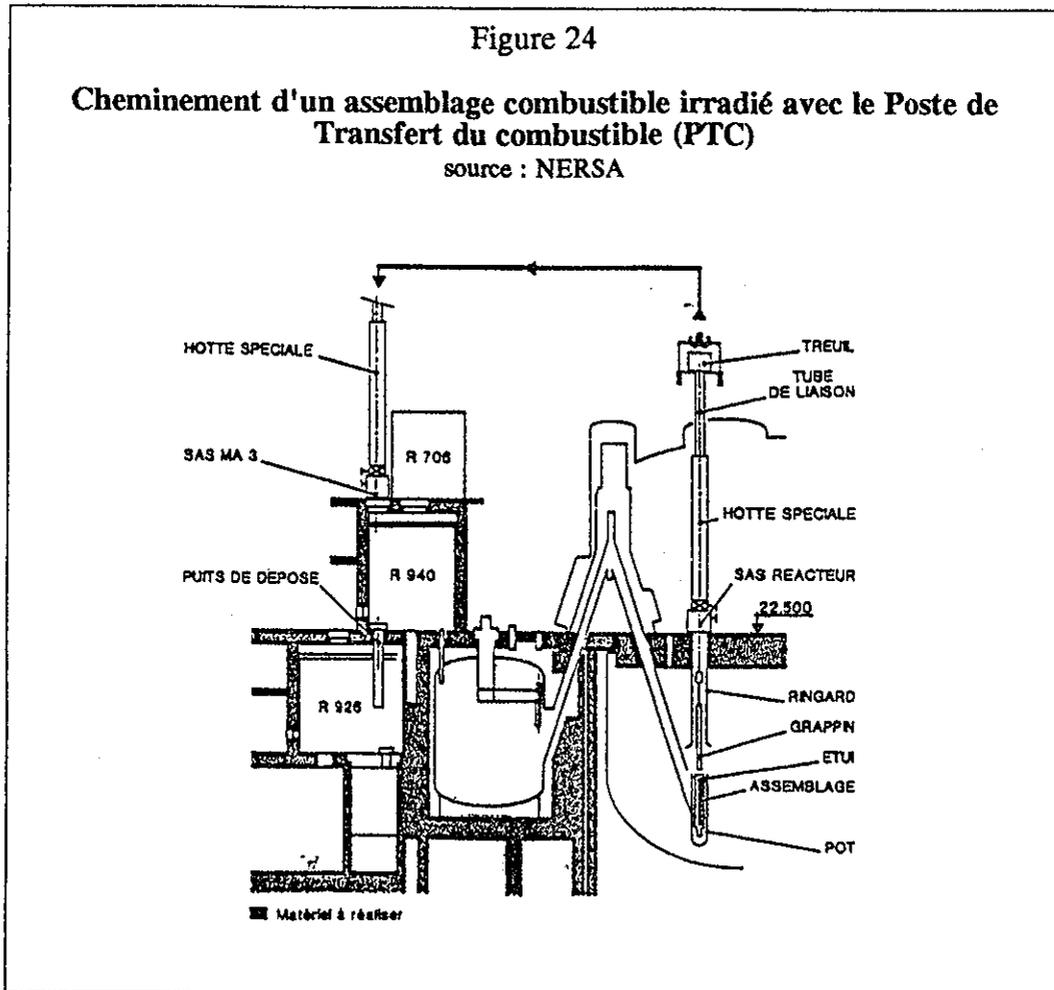
La cause de la fuite de sodium de la cuve du barillet vers l'espace intercuve est identifiée dans des délais brefs compte-tenu de la complexité des interventions dans un tel milieu.

A l'intérieur de la cuve interne du barillet, se trouvent fixés des serpentins servant au réchauffement ou au refroidissement du sodium. Ces serpentins sont solidaires de la cuve grâce à des étriers glissants antiséisme. Les étriers sont eux-mêmes soudés à la paroi interne de la cuve. Les fissures sur les soudures des étriers apparaissent rapidement comme débouchantes. Le phénomène survenu sur un étrier est en fait général.

Plusieurs erreurs ou manques d'anticipation furent alors relevés : la fragilisation de l'acier par l'hydrogène inévitablement présent, l'insuffisance de traitements thermiques et le choix d'un acier d'insuffisante tenue.

La décision est donc prise d'envoyer purement et simplement le barillet à la ferraille, après avoir prélevé quelques échantillons de métal à des fins d'expertise immédiate ou future.

Il est décidé d'implanter à la place du barillet un poste de transfert du combustible (PTC). On renonce à un stockage intermédiaire en sodium des assemblages combustibles en dehors du réacteur. Dans ce nouveau système (voir figure ci-dessous), les assemblages refroidissent dans le réacteur lui-même. Ils sont transférés dans des containers spéciaux après le cheminement suivant : dans la cuve, extraction par machine de transfert, montée par la rampe du sas à tourniquet; dans le PTC: descente par la rampe, rotation et extraction par une hotte spéciale.



Dans l'attente de la mise en place opérationnelle du PTC, une hotte spéciale est construite et disposée dans le bâtiment réacteur pour pouvoir extraire ou introduire les assemblages combustibles.

Une estimation du coût du PTC a été communiquée à votre Rapporteur lors de sa visite du site : 400 millions de F, estimation annoncée publiquement lors de la réunion de la commission locale d'information de Creys-Malville en date du 8 octobre 1991 [66].

. les améliorations de sûreté demandées par le SCSIN

Tirant parti du délai nécessaire pour le changement des procédures liées à l'introduction et à l'extraction des assemblages combustibles, l'autorité de sûreté complète ses demandes concernant la sûreté de l'installation.

En premier lieu, une vérification des soudures du réacteur est demandée.

En deuxième lieu, et c'est le plus important, il est demandé de mettre au point une procédure, dite procédure U4 ultime, prenant en compte le risque résiduel; c'est-à-dire la fuite des deux cuves du réacteur.

La méthodologie de détection d'une fuite de la première cuve est mise au point, ainsi que la méthode de pompage du sodium et de réinjection dans le réacteur, ainsi que d'obturation de la fuite.

Afin de faire face aux conséquences d'un percement de la 2ème cuve, le puits de cuve est transformé en troisième cuve virtuelle.

D'autres améliorations sont apportées au réacteur, comme le renforcement de la détection d'hydrogène, l'injection supplémentaire de sodium.

L'ensemble de ces travaux se déroulent de juin 1987 à décembre 1988, soit environ un an et demi.

. le redémarrage de Superphénix

Après avis positif du groupe permanent réacteurs, donné en novembre 1988, l'autorisation de redémarrage est donnée le 10 janvier 1989 par décret du ministre de l'industrie et du secrétaire d'Etat chargé de la prévention des risques technologiques et naturels majeurs.

Des essais neutroniques à puissance quasi-nulle sont effectués de janvier à avril 1989. Le 21 avril, le réacteur est couplé au réseau.

Superphénix fonctionne ensuite jusqu'au début septembre de la même année.

Le 7 septembre, la centrale est découplée du réseau pour essais de sûreté. Le 2 octobre 1989, le réacteur est arrêté pour travaux et permutation d'assemblages.

2.3.3. l'arrêt programmé pour tests et modifications : 17 septembre 1989 - 14 avril 1990

La période de la fin 89 à la mi-90 n'est pas non plus une période d'exploitation. Elle correspond à un arrêt programmé qui fait l'objet d'un suivi de l'autorité de sûreté.

Des essais de sûreté sont effectués, notamment pour interpréter le signal de détection de fuite survenu le 7 juin 1989 au niveau du générateur de vapeur.

Des travaux de remplacement de différents dispositifs sont également effectués, en particulier le remplacement de deux réservoirs du même acier 15 D3 qui est à l'origine de la fuite observée dans le barillet.

Enfin, l'installation est utilisée en février 1990 pour faire différentes expériences liées au phénomène de chute de réactivité survenu avec Phénix. Le passage de bulles d'argon dans le coeur est alors incriminé. Superphénix à l'arrêt est utilisé pour différents test utiles tant pour Phénix que pour lui-même qui pourrait être sujet au même phénomène.

Les essais à l'arrêt permettent en particulier de démontrer d'une part que les purgeurs de Superphénix ne sont pas bouchés et d'autre part qu'une importante bulle d'argon ne peut résider longtemps dans le haut du sommier et

ensuite migrer en l'état dans le coeur, en raison d'un phénomène d'érosion très rapide.

L'autorisation de redémarrage est donnée le 13 avril 1990.

2.3.4. *l'incident de la fuite de sodium du circuit auxiliaire : 28 avril 1990*

La divergence est atteinte le 14 avril. Une fuite est détectée le 28 avril 1990 au niveau du circuit auxiliaire sodium (non radioactif). Le réacteur est en conséquence arrêté pour réparation précédée d'une vidange du circuit de purification du sodium et des boucles secondaires.

L'autorisation de redémarrage est accordée le 31 mai 1990. Le 8 juin, la centrale est couplée au réseau. Le 11 juin, la puissance nominale est atteinte le 11 juin 1990.

2.3.5. *l'incident de la pollution du sodium primaire : 3 juillet 1990*

La centrale fonctionne à plein régime du 11 juin 1990 jusqu'au mois suivant.

Il apparaît toutefois que les pièges à froid du sodium du circuit primaire se colmatent les uns après les autres.

Il faut donc arrêter le réacteur, ce qui est fait le 3 juillet. Une pollution du sodium par entrée d'air dans le circuit primaire est détectée.

Cet incident entraîne une longue période d'indisponibilité du réacteur, qui n'est pas encore terminée.

2.3.6. *l'effondrement du toit de la salle des machines : 13 décembre 1990*

Au surplus, le 13 décembre 1990, une partie du toit de la salle des machines (hors îlot nucléaire) s'effondre sous le poids de la neige. Il s'agit d'une partie non nucléaire de l'installation.

Cet incident entraîne l'indisponibilité - potentielle puisque l'installation est à l'arrêt - de l'un des deux groupes turbo-alternateurs de 600 MWe produisant l'énergie électrique lorsque le réacteur est en puissance - le groupe A.

L'incident entraîne également la perte de l'une des deux lignes d'alimentation en 400 kV du réacteur et l'endommagement partiel de la hotte spéciale de déchargement du combustible entreposée dans la salle.

Dès le début de l'incident, le réacteur est alimenté par deux groupes électrogènes de secours, sur la voie défailante, l'autre voie d'alimentation fonctionnant normalement.

L'incident n'a pas de conséquences pour la sûreté du réacteur [67]. Son écho est toutefois très important dans les médias.

2.3.7. L'annulation du décret de redémarrage du 10 janvier 1989 : 27 mai 1991

Il ne s'agit pas ici d'un incident à proprement parler, mais d'un problème juridique lié au redémarrage. Aucun verdict technique n'est prononcé. L'écho donné dans les médias à cet événement est toutefois important.

Dans un arrêt rendu le 27 mai 1991, le Conseil d'Etat annule le décret ministériel du 10 janvier 1989 qui autorisait la reprise provisoire de Superphénix. Le Conseil d'Etat estime en effet que dans cette affaire, le Gouvernement avait illégalement subdélégué ses pouvoirs.

Le Conseil d'Etat statue en l'espèce à la suite d'une requête en annulation pour excès de pouvoir, déposée par le canton et la ville de Genève, auquel se sont jointes différentes associations suisses ou françaises de protection de l'environnement.

Le 10 janvier 1989, on l'a vu, Superphénix est autorisé par décret du ministre de l'industrie et du secrétaire d'Etat à la prévention des risques technologiques et naturels majeurs, à redémarrer à compter du 12 janvier 1989.

En réalité, ce décret non seulement autorise le redémarrage pour une durée maximale de 325 jours équivalents pleine puissance. Mais il modifie le décret du 12 mai 1977 autorisant la création de l'installation.

En effet, il est nécessaire de tenir compte du fait que le processus de chargement et de déchargement des assemblages combustible est modifié par la disparition du barillet prévu initialement.

L'article 3 du décret prévoit également une période de fonctionnement provisoire, les 325 jours équivalents pleine puissance, pendant laquelle aucune intervention sur le combustible n'est nécessaire.

Par ailleurs, le décret du 10 janvier 1989 prévoit une subdélégation du gouvernement au ministre de l'industrie, ainsi habilité par une simple décision à autoriser la remise en fonctionnement de Superphénix. De fait, suite au décret, le ministre de l'industrie prend trois décisions permettant le redémarrage de l'installation, sa montée en puissance à 1200 MWe et son fonctionnement sans barillet.

Le Conseil d'Etat annule l'article 3 sous le motif que *"le gouvernement n'a pas défini avec suffisamment de précision les modalités et conditions auxquelles devait être subordonnée la décision ministérielle remettant en exploitation le réacteur"*.

Ainsi, le ministre de l'industrie ne disposait pas d'une délégation régulière pour prendre ces décisions.

Adopté le 27 mai 1991, l'arrêt du Conseil d'Etat annule de fait l'autorisation de fonctionnement provisoire.

Il n'a pas de conséquence pratique, puisque le réacteur est à l'arrêt depuis le 3 juillet 1990 suite à l'incident de pollution du sodium primaire.

L'annulation indique que le réacteur a fonctionné illégalement entre le 12 janvier 1989 et le 3 juillet 1990, soit compte-tenu des arrêts intermédiaires et des puissances atteintes, 175 jours équivalent pleine puissance.

Il semble en tout état de cause que sur un plan juridique, le redémarrage, s'il intervient, pourra être autorisé dans le cadre de l'ancien décret si le PTC est opérationnel à cette date [68].

Le contenu de celui-ci devra appurer la situation, notamment au regard du remplacement du barillet par le PTC, et être, en toute logique, appuyé sur des documents complets sur les divers incidents survenus depuis le redémarrage précédent celui du 10 janvier 1989, c'est-à-dire février 1987.

*

**

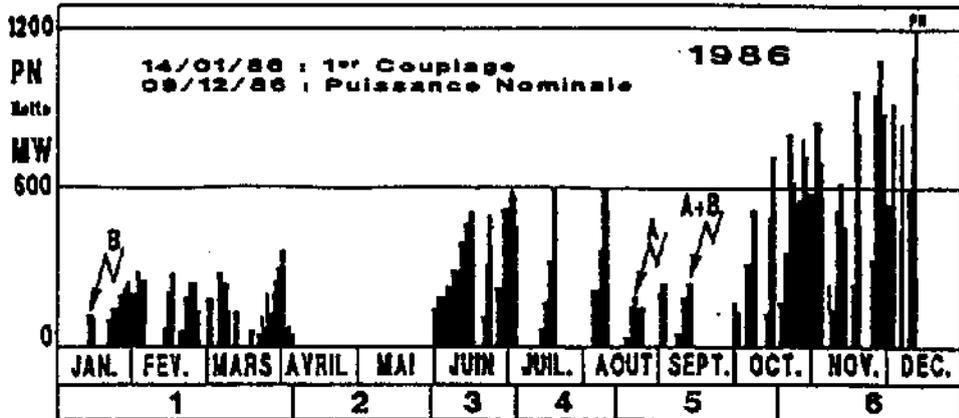
Les figures pages suivantes présentent le bilan de fonctionnement de Superphénix fournis par NERSA à votre rapporteur le 13 mai 1991.

Votre rapporteur a suivi le traitement par l'autorité de sûreté de l'incident relatif à la pollution du sodium et des autres incidents précédents, ainsi que cela est décrit au paragraphe 4.

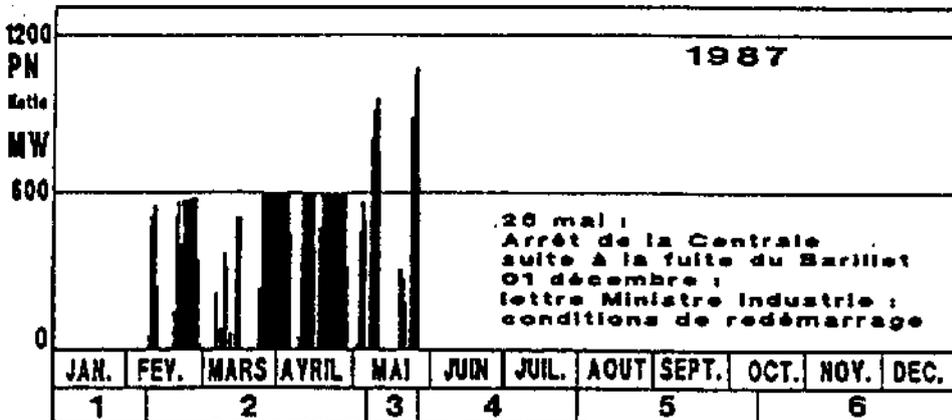
Figure 25

Bilan de fonctionnement de la centrale de Creys-Malville

source : NERSA



- 1 - Essais du Groupe Turbo-Alternateur B (GTA-B) ; montée à 30% de la puissance nominale
- 2 - Essais neutroniques - travaux
- 3 - Montée à 50% de la puissance nominale (GTA-B)
- 4 - Essais de détection de rupture de gaine
- 5 - Essais GTA-A et fonctionnement à 2 GTA
- 6 - Montée à 100% de la puissance nominale (PN) par paliers



- 1 - Entretien et pensées de barres (divergence 24 Janvier)
- 2 - L.P.E. voie "B" indisponible (excès d'eau dans ballon d'éclatement)
- 3 - Essais détection rupture de gaine
- 4 - Maintenance assemblages : chargement Coeur, déchargement Barillet
- 5 - Localisation fuite et vidange Barillet
- 6 - Investigation sur le Barillet et travaux d'entretien

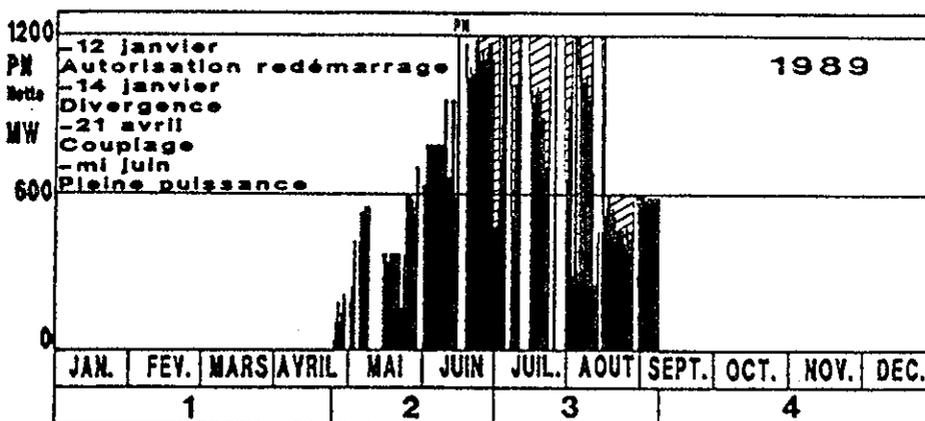
Figure 25 (suite)

Bilan de fonctionnement de la centrale de Creys-Malville

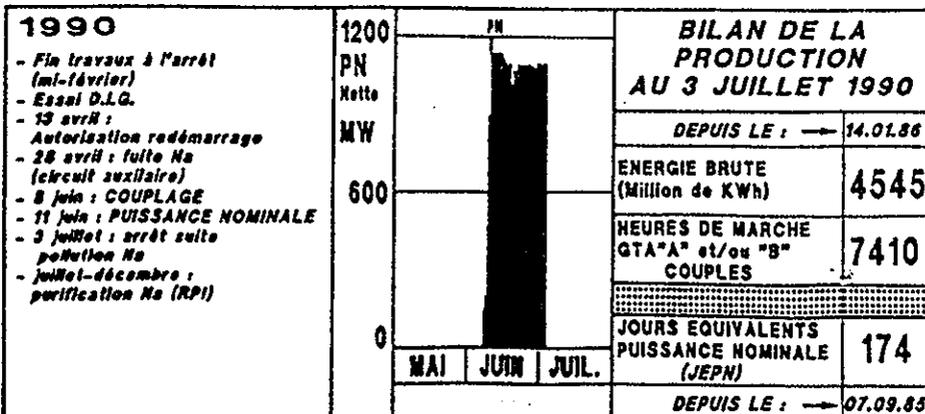
source : NERSA

1988: Centrale à l'arrêt pour :

- Réexamen conception et fabrication
- Contrôle cuves Réacteur
- Procédure ultime en cas de fuite des cuves du Réacteur
- Expertises sur le Barillet



- 1 - Essais neutroniques à puissance quasi-nulle et Essais avant démarrage
- 2 - Essais de montée en puissance
- 3 - Indisponibilités pour température et débit Rhône et GTA-A (distributeur HP)
- 4 - Essais sûreté, entretien, remplacement RAS 03 et 04, génie civil PTC



DEPUIS LE : → 07.09.85

3. LES PRINCIPAUX PROBLEMES DE SURETE ET L'ORGANISATION AFFERENTE

Sur le plan réglementaire, Superphénix comporte deux installations nucléaires de base. La première est constituée du réacteur. La deuxième correspond à l'Atelier pour l'Evacuation du Combustible (APEC). Les rejets dans le Rhône sont communs à la centrale et à l'APEC.

3.1. les principales caractéristiques techniques de Superphénix au regard de la sûreté

Les trois objectifs essentiels de la sûreté nucléaire sont les suivants :

- le contrôle de la réactivité
- l'évacuation de l'énergie dégagée par la réaction nucléaire
- le confinement des produits radioactifs.

Ces objectifs sont poursuivis pour Superphénix comme pour les réacteurs à eau légère.

Avant d'examiner dans le détail les moyens affectés à la réalisation de ces objectifs, il est nécessaire de décrire globalement l'installation.

La centrale de Creys-Malville est raccordée au réseau par une ligne d'arrivée de 220 kV et deux lignes de départ de 400 kV

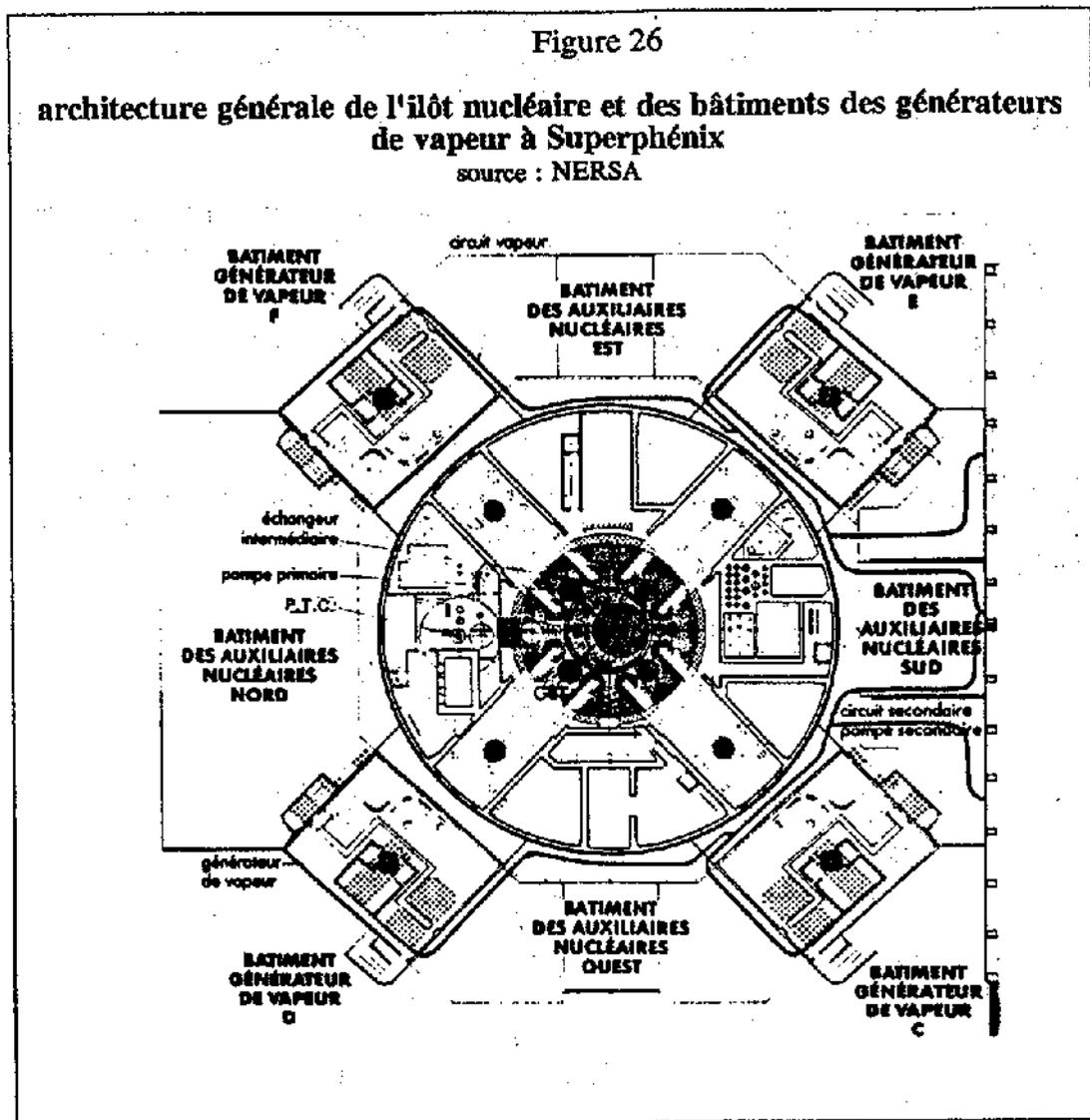
Le bloc réacteur est compris dans une cuve en acier inox enfermée dans une seconde cuve en acier inoxydable également, la cuve de sécurité.

Le fluide de refroidissement est le sodium. La conception du circuit primaire de Superphénix est du type "piscine". L'ensemble du coeur, des pompes primaires et des échangeurs intermédiaires est enfermé dans une cuve principale soudée à une dalle de fermeture et pendue à cette dalle. De ce fait, le sodium radioactif de la cuve ne sort pas de celle-ci; c'est au contraire le sodium du circuit secondaire qui est introduit dans le réacteur.

Le mouvement du sodium dans la cuve est assuré par quatre pompes primaires indépendantes.

Le refroidissement du coeur et l'évacuation de la puissance thermique sont assurés par quatre ensembles de circuits secondaire/tertiaire.

Chacun des quatre circuits secondaires dispose de deux échangeurs intermédiaires situés dans la cuve et d'un générateur de vapeur assurant le transfert des calories entre le sodium secondaire et l'eau tertiaire.



3.2 la défense en profondeur

Les concepts de défense en profondeur et de barrières sont appliqués à Superphénix.

On distingue ainsi pour chaque catégorie de situations, un ensemble de moyens de défense adaptés :

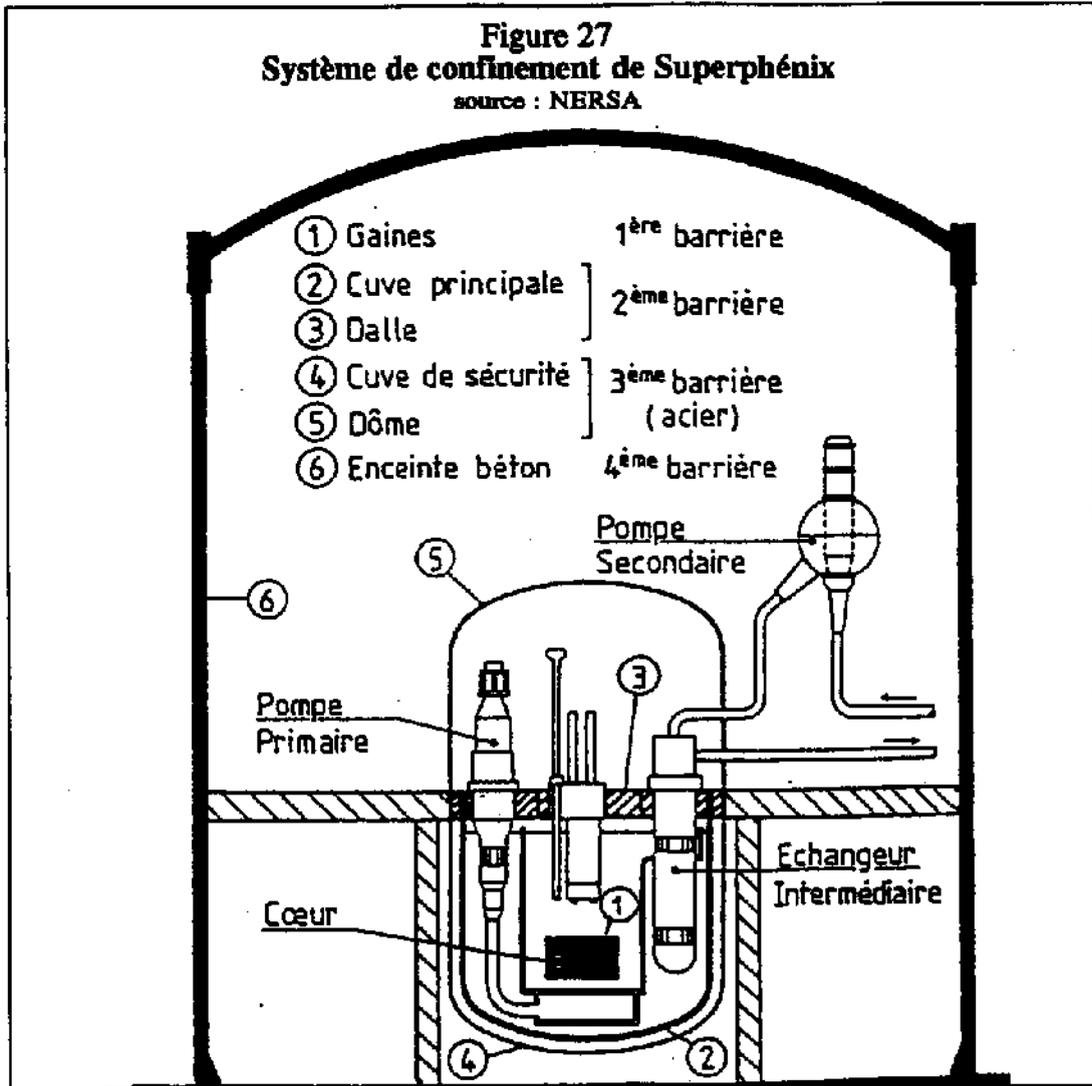
- . fonctionnement normal : les actions correspondantes sont la résistance intrinsèque (conception et dimensionnement de l'installation) la prévention et la surveillance;
- . incidents : c'est le domaine de la protection; parmi les dispositifs de protection, figurent les systèmes d'arrêt d'urgence

- . accidents : c'est le domaine des actions de sauvegarde; parmi celles-ci les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle et l'isolement du bloc réacteur
- . accidents graves : c'est le domaine des procédures ultimes et des plans d'urgence

Les dispositions prises dans ces domaines pour les réacteurs à eau pressurisée sont reprises pour Superphénix. Des dispositions propres à Superphénix s'y ajoutent.

La défense en profondeur repose en particulier sur le concept de barrières de confinement successives.

La 1ère barrière est constituée par la gaine du combustible. La 2ème barrière est fournie par la cuve principale et le bouchon. La 3ème barrière est représentée par la cuve de sécurité et le dôme. La 4ème barrière est celle de l'enceinte du bâtiment réacteur. La figure ci-après présente le système de confinement.



3.3. le contrôle de la réactivité

Le contrôle de la réactivité constitue l'un des points clé du fonctionnement des réacteurs à neutrons rapides [69].

Lors du démarrage, un réacteur nucléaire diverge, il est surcritique, sa réactivité est positive.

Lorsque la puissance souhaitée est atteinte, on abaisse les barres de contrôle, la puissance devient constante, la réactivité devient nulle, le réacteur est critique.

Pour obtenir l'arrêt du réacteur, les barres de contrôles sont abaissées davantage, la puissance diminue, le réacteur devient sous-critique, la réactivité devient négative.

Pour les différents types de combustibles, la physique permet de définir une réactivité à n'atteindre en aucun cas.

Lors de la fission, un certain nombre de neutrons sont émis quasi instantanément. Ce sont les neutrons dits immédiats. Mais certains fragments de fission peuvent à leur tour, par décroissance radioactive, donner naissance à des neutrons dits retardés. Les neutrons retardés ne représentent que quelques pour mille du total des neutrons : 0,73 % pour l'uranium 235 et 0,37 % pour le plutonium 239, par exemple. Mais la réaction en chaîne est aisément contrôlable tant qu'ils lui sont nécessaires [70].

La conception des réacteurs est telle qu'à l'arrêt, sur deux ou trois neutrons émis lors d'une fission, un seul provoque une nouvelle fission. Le coefficient de multiplication est alors égal à l'unité. Si ce coefficient augmente, la réaction en chaîne diverge.

Tant que le nombre de neutrons immédiats d'une nouvelle génération est inférieur au nombre total de la génération précédente, les neutrons retardés gouvernent la réaction en chaîne. Celle-ci est aisément contrôlable.

Au contraire lorsque la multiplication des neutrons se fait par les neutrons immédiats, la limite de réactivité est atteinte.

Dans ce cas, la période du réacteur (le temps au bout duquel le nombre de neutrons est multiplié par 2,3), devient très faible. Le pilotage du réacteur est impossible. Cette limite absolue de réactivité à ne jamais dépasser est souvent désignée sous le terme dollar.

La valeur limite est de 0,0065 pour l'uranium 235 et de 0,00211 pour le plutonium 239. Le choix fait pour le combustible de Superphénix est d'utiliser un mélange d'uranium 238 (valeur limite : 0,0155) et de plutonium. Grâce aux fissions de l'uranium 238, on atteint finalement comme valeur limite environ 380 pcm (pour cent mille) [71].

Une autre particularité des réacteurs à neutrons rapides utilisant le sodium comme réfrigérant est le coefficient de vide dit positif du sodium. Le sodium capture en effet des neutrons. S'il passe à l'ébullition, sa densité diminue d'une manière très importante : en effet 1 cm³ de sodium liquide donne 2 litres de sodium vapeur. La capture de neutrons par le sodium diminue fortement et la réactivité croît. Il convient en conséquence de surveiller attentivement la température du coeur et du sodium qui le traverse.

Lors de sa visite de Superphénix, votre Rapporteur a évoqué le problème du pilotage de la réactivité du réacteur. Différents experts soulignent en effet qu'en cas d'accident, l'évolution d'un réacteur à neutrons rapides serait brutale.

Les éléments donnés montrent qu'un ensemble important de précautions sont prises pour le contrôle de la réactivité.

3.3.1. le contrôle de la réactivité et la surveillance du coeur

Les mesures directes participant à la surveillance du coeur sont nombreuses. Selon le document remis à votre Rapporteur, elles sont les suivantes :

- mesures du débit de sodium primaire
- chambres neutroniques sous-cuve
- températures du sodium à l'entrée du coeur
- présence de deux thermocouples par assemblage
- détection de rupture de gaine dans le sodium (neutrons retardés)
- détection de rupture de gaine dans l'argon (gammagraphie)
- localisation de rupture de gaine par assemblage (neutrons retardés)
- détection acoustique d'ébullition du sodium.

D'autres mesures de surveillance sont faites - celles-ci élaborées - :

- rapport puissance/débit
- températures de gaines
- puissance linéique des aiguilles
- surface de combustible en contact avec le sodium
- comparaison réactivité mesurée/réactivité calculée
- évolution de la perte de charge de chaque assemblage.

3.3.2. les effets de la température sur la réactivité à Superphénix

Différents éléments ont été donnés concernant les effets de la température sur la réactivité de Superphénix. Pour appréhender les différents effets, il est nécessaire de se référer au dollar, limite absolue de réactivité égale en l'espèce à 380 pcm.

- l'augmentation de la température produit des effets de dilatation; la dilatation des structures et la dilatation différentielle barres-cuve a un effet négatif sur la réactivité de 1,3 pcm par degré Celsius

- l'augmentation de la température produit, par l'intermédiaire du vide sodium, un effet positif sur la réactivité de 0,3 pcm par degré Celsius

- la section efficace - probabilité d'interaction de chaque cible élémentaire, rapportée à chaque projectile - diminue avec la température; la contribution de l'effet Doppler est négative de 1 pcm par degré Celsius.

Au total, selon les informations données à votre rapporteur, l'effet d'une augmentation de la température sur la réactivité est globalement négatif, de 2 pcm par degré Celsius.

3.3.3. les contre-mesures immédiates en cas d'excursion de réactivité

Le système d'arrêt de Superphénix est conçu pour permettre un contrôle immédiat et en toutes circonstances de la réactivité.

Le système principal de barres de commandes est composé de deux ensembles indépendants de 10 et 11 barres, basés sur des conceptions techniques différentes et commandés chacun par un système de protection. Les fonctions de ce système sont les suivantes: l'arrêt d'urgence et l'arrêt rapide; la compensation de réactivité; le contrôle de la puissance.

Les barres de commande peuvent compenser les effets suivants :

| | |
|---------------------------------|----------|
| . usure du combustible : | 1600 pcm |
| . température et puissance : | 1300 pcm |
| . réserve de sécurité (10 \$) : | 3600 pcm |
| . marge de pilotage : | 200 pcm |
| soit au total : | 6700 pcm |

Superphénix est doté en outre d'un système d'arrêt complémentaire de 3 barres articulées. Ces trois barres sont chacune formées de trois parties reliées entre elles par une articulation sphérique. Le système est commandé par l'un ou l'autre des systèmes de protection actionnant le système principal. Le système d'arrêt complémentaire a uniquement une fonction de sûreté. Les trois barres peuvent être introduites dans le coeur même à la suite d'un séisme.

Au titre des critères de sûreté, Superphénix dispose d'une marge d'antiréactivité à froid. Enfin, la chute du seul système d'arrêt complémentaire permet de ramener la température du coeur en dessous de 550 °C.

3.4. les incidences sur la sûreté de l'utilisation du sodium

La présence de sodium en grandes quantités dans Superphénix constitue une caractéristique fondamentale de l'installation.

Ce choix du sodium - aux performances exceptionnellement élevées en matière de transferts de calories - résulte principalement de la grande compacité du coeur.

La présence de 3 314 tonnes de sodium dans le circuit primaire et de 1 500 tonnes dans le circuit secondaire a des implications majeures en termes de sûreté. Certains experts avancent que les risques sodium n'influent pas

directement sur la sûreté : les feux de sodium n'ont pas de conséquence radiologique directe. En réalité, compte-tenu des dégâts que les feux de sodium peuvent entraîner sur l'installation, la prise en compte des conséquences entraînées par la présence de sodium intervient nécessairement.

3.4.1. les avantages du sodium en tant que fluide caloporteur

Les premières qualités du sodium proviennent de ses propriétés physiques. A l'état liquide, sa masse volumique est faible, sa fluidité très grande. Présent en abondance à la surface de la terre (3 % de l'écorce terrestre), le sodium est peu coûteux - 30 à 35 F/kg -.

Le deuxième volet des avantages du sodium est constitué par ses propriétés thermodynamiques.

Sa capacité calorifique est très importante. Il faut par ailleurs peu de calories pour le faire fondre mais beaucoup de calories pour le faire bouillir, ce qui est un élément essentiel pour le contrôle de la réactivité. Le sodium est liquide entre environ 100°C et 900°C (température de vaporisation). Le feu de sodium a une température relativement basse, environ 600°C. Le feu de sodium est peu énergétique : l'énergie dégagée est 15 fois plus faible que celle d'un feu d'hydrocarbures.

Les propriétés du sodium vis-à-vis de la radioactivité sont également intéressantes.

En effet, le sodium ne ralentit pas les neutrons, ce qui, par définition, est essentiel dans un réacteur à neutrons rapides. Par ailleurs, le temps de demi-vie de son isotope le plus abondamment formé par activation - le sodium 24 - est peu élevé : 15 heures.

3.4.2. les problèmes posés par le sodium

Les deux principaux inconvénients du sodium sont d'une part

- son incompatibilité avec l'eau : il réagit vivement avec l'eau pour former des oxydes de sodium, de la soude et de l'hydrogène, et, d'autre part,

- son incompatibilité avec l'air : le sodium liquide s'enflamme spontanément au contact de l'air, si sa température excède 200°C, .

Le CEA, dans le cadre de ses études de recherche appliquée, a accumulé une expérience importante avec l'installation Esmeralda à Cadarache. Celle-ci comprend un caisson de 3 600 m³ qui permet de faire différents types d'expériences et d'atteindre des surfaces de feu de 50 m² pour des quantités de 120 tonnes de sodium. En outre, une école de lutte contre les feux de sodium à Cadarache a assuré la formation des opérateurs des réacteurs à neutrons rapides français.

Compte-tenu de sa réactivité, le sodium liquide contient facilement des impuretés (voir l'incident de la pollution du sodium, ci-dessus). D'où le risque d'obturation et de corrosion des tuyauteries. Il est à noter, en ce qui concerne

les impuretés du sodium, que les Soviétiques considèrent que leur présence est favorable à la stabilité de la réactivité.

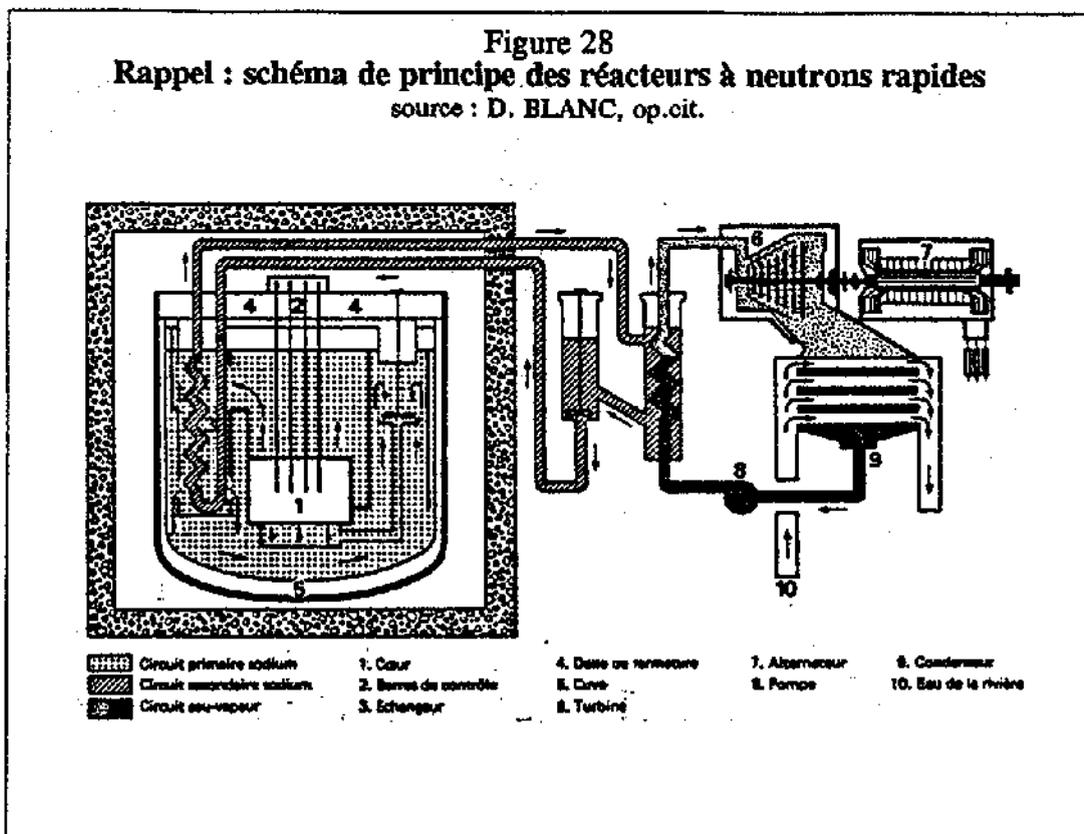
Enfin, même si le temps de demi-vie du sodium 24 est faible, le sodium subit une activation dans le cœur.

C'est une des raisons pour lesquelles la configuration "réacteur type piscine" est choisie par certains pays, dont la France. En effet, dans ce cas, la totalité du circuit primaire, y compris les pompes et échangeurs, se trouvent dans la cuve. D'où des rayonnements très faibles à l'extérieur de la cuve, le sodium secondaire n'étant que très faiblement activé.

3.4.3. les principales dispositions prises

Afin de limiter les inconvénients importants en matière de sûreté, liés à l'utilisation du sodium comme fluide caloporteur dans les réacteurs à neutrons rapides, dont Phénix et Superphénix, de très nombreuses dispositions sont prises.

Pour faciliter la lecture des dispositions prises, on rappelle ci-dessous le schéma de principe des circuits de Superphénix.



La première condition de sûreté en matière de sodium est que tous les volumes libres des circuits primaires et secondaires qui sont en sodium soient occupés par un gaz vis-à-vis duquel le sodium est inerte.

Ainsi, le ciel de pile - partie supérieure de la cuve au dessous du dôme - est-il rempli d'argon.

La deuxième condition est que les circuits soient parfaitement étanches. Toute entrée d'air ou d'eau dans les circuits peut entraîner des conséquences de gravité croissante - pollution, incendie, explosion -. La détection des fuites et des feux est donc d'une particulière importance dans une telle installation. L'installation Superphénix contient un grand nombre de détecteurs d'aérosols de sodium, de détecteurs de fuite, notamment au voisinage des soudures.

La troisième condition est de réduire les conséquences éventuelles des fuites de sodium.

On verra, chapitre V, que, pour le réacteur à neutrons rapides de Monju, au Japon, le choix a été fait de placer tous les circuits sodium, primaire et secondaire, en atmosphère inerte. Cette décision - au demeurant fort coûteuse - a comme avantage de supprimer toute cause d'incendie en cas de fuite de sodium.

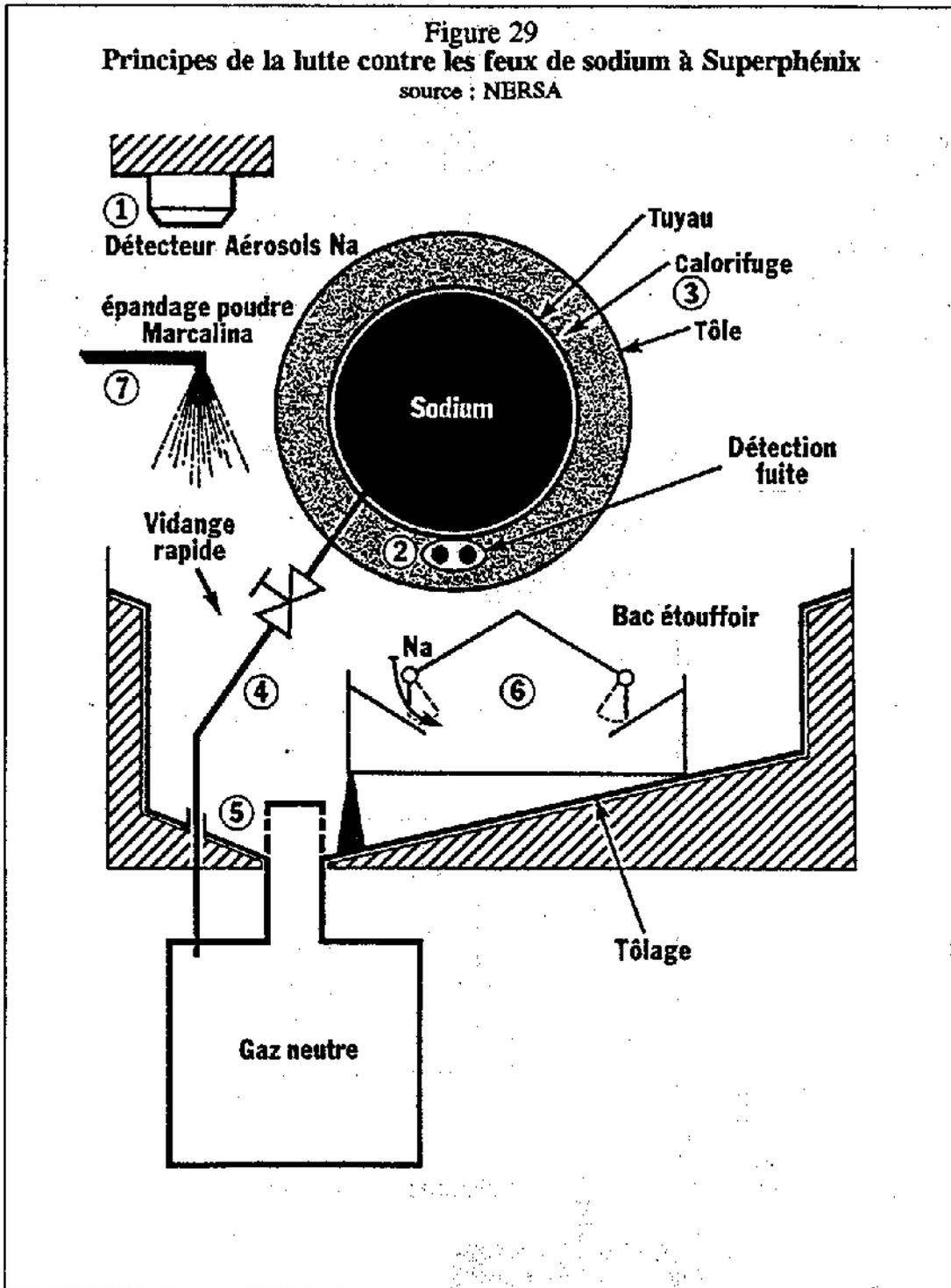
Une autre protection est de prévenir l'interaction sodium-béton. Le sodium réagit violemment sur l'eau contenue dans le béton. C'est le cas pour certaines parties du bâtiments réacteur dont les parois et le fond sont recouverts de plaques d'inox.

La quatrième condition est une lutte efficace contre les feux déclenchés. Les principes sont l'arrêt des ventilations avec maintien de l'extraction des fumées, le recours à des bacs étouffoirs, la présence d'aluminium cristallisé en fond de puits de cuve et l'aspersion par de la poudre Marcalina.

Ceci a conduit à des dispositifs particuliers à la fois pour l'architecture de différents systèmes et pour les interventions en situation incidentelle ou accidentelle.

Le principe des dispositifs de lutte contre le feux de sodium est indiqué dans la figure suivante.

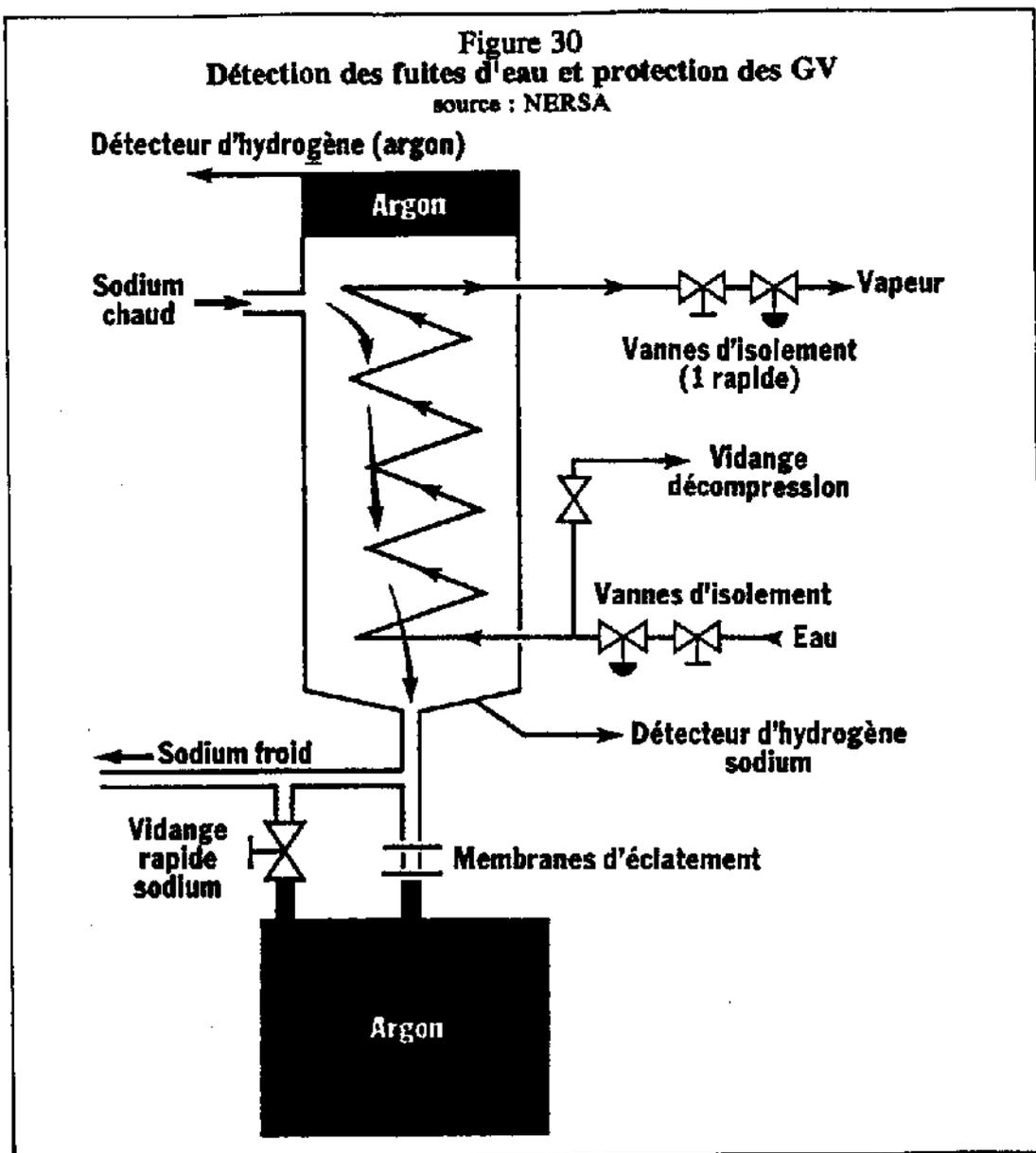
Figure 29
Principes de la lutte contre les feux de sodium à Superphénix
source : NERSA



Le cas des générateurs de vapeur (GV) est particulièrement important. En effet, les générateurs de vapeur, au nombre de 4 à Superphénix, sont des échangeurs sodium-eau.

sens inverse - l'eau-vapeur sous pression. La température et la pression de l'eau à son entrée dans le GV sont respectivement de 237°C et 218 bar. A la sortie du GV, la température et la pression sont respectivement de l'ordre de 500°C et 180 bar. Le débit nominal dans chaque circuit eau-vapeur est de 340 kg/s. Le sodium quant à lui entre à 525°C et ressort à 345°C. Le débit nominal du sodium dans chaque circuit secondaire est de 3,27 t/s.

La détection des fuites - d'eau dans le circuit sodium - doit donc être particulièrement fine. Le problème est compliqué par un bruit de fond provenant de la diffusion d'hydrogène à travers l'acier et de son piégeage dans le sodium. Les détecteurs mesurent toutefois sans difficulté le débit de fuite d'eau dans le sodium, par détection de l'hydrogène dans l'argon du ciel de GV et dans le sodium (voir figure ci-dessous).



Le premier type d'action est l'isolement et la vidange-décompression du circuit d'eau et du circuit sodium.

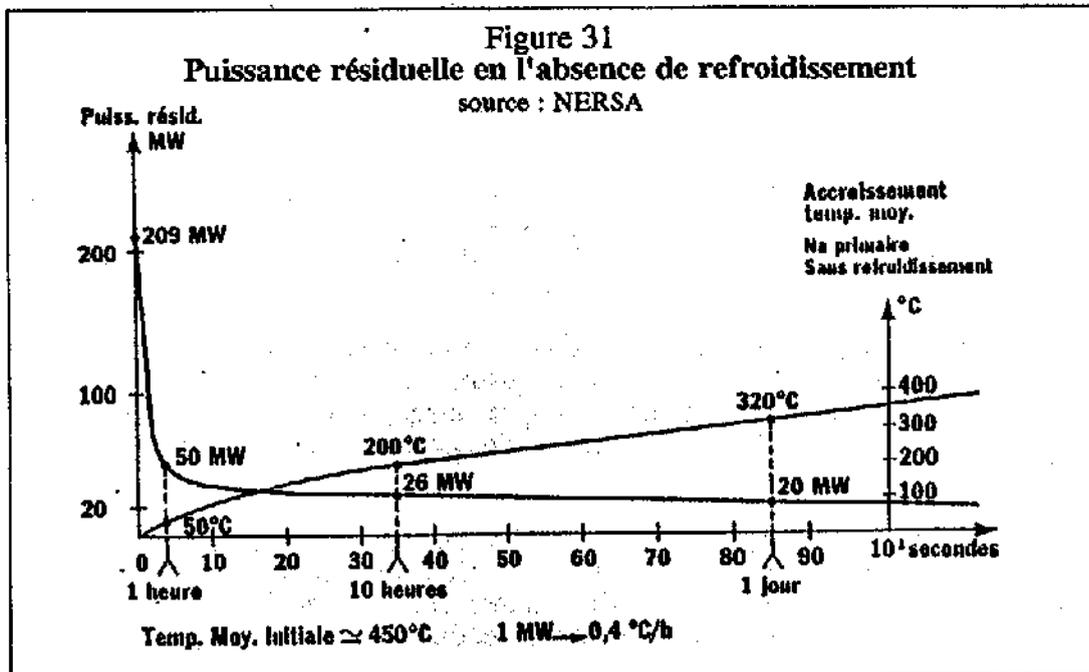
Si la pression atteinte dans le GV est importante, il y a rupture des membranes d'éclatement et éjection du mélange sodium-eau dans un réservoir en inox et en atmosphère d'argon situé en contrebas.

3.5. l'évacuation de la puissance résiduelle

L'évacuation de l'énergie dégagée constitue l'une des fonctions de sûreté essentielle. En cas de perte des circuits secondaire et tertiaire qui déclenche la chute des barres et l'arrêt du réacteur, il est nécessaire de pouvoir assurer l'évacuation de la puissance résiduelle de manière à prévenir un échauffement excessif du cœur.

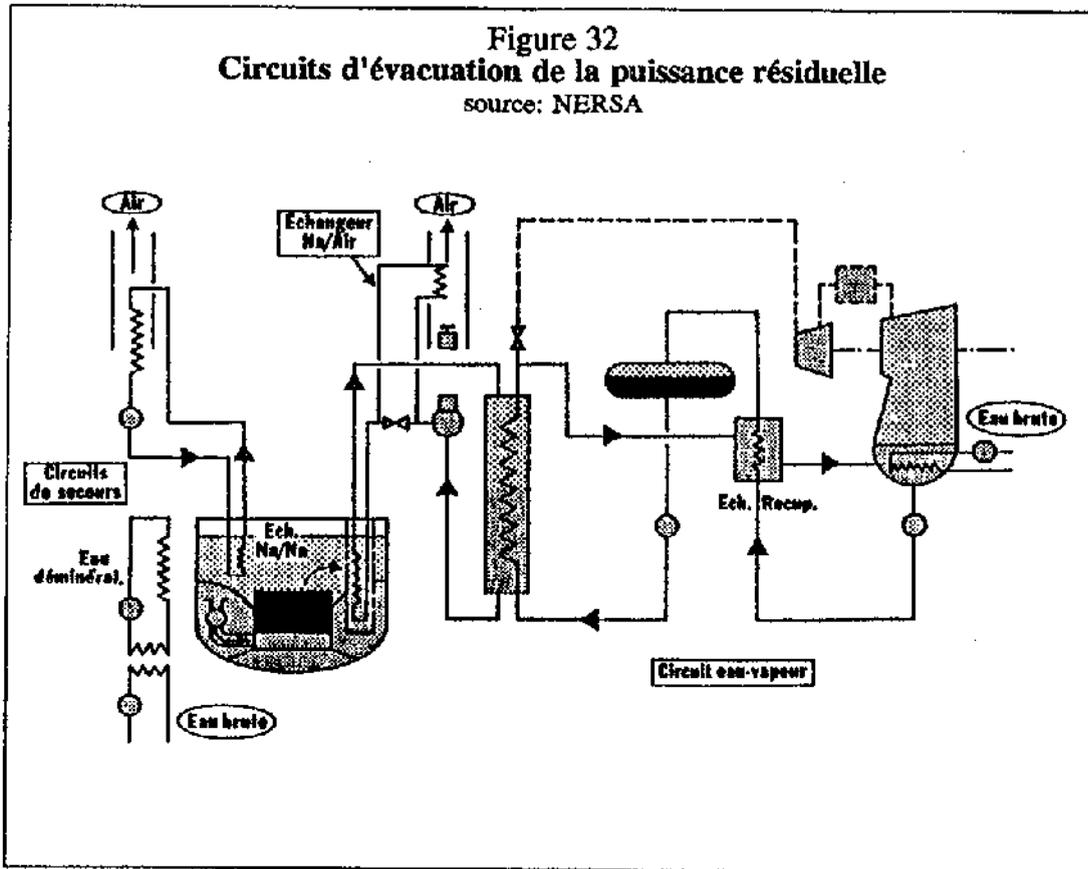
Deux remarques doivent être faites à cet égard. La présence de 3 314 t de sodium dans les circuits primaires et de 1 500 t dans les circuits secondaires assure une grande inertie thermique à l'installation. Par ailleurs, l'écart de température entre la température moyenne de fonctionnement - 450°C - et la température d'ébullition du sodium - environ 800°C - constitue un élément favorable pour la sûreté.

Ainsi que le montre la figure suivante concernant l'évolution de la température du sodium primaire sans refroidissement, au bout d'une heure la température s'accroît de 50°C; après 10 heures, la température est accrue de 200°C et de 320°C après 1 jour.



Il y a donc un délai de réaction relativement important pour éviter l'ébullition du sodium.

Toutefois, des dispositifs sont prévus pour permettre une évacuation de la puissance résiduelle.



Ainsi, pour la cuve, il est notamment prévu un échangeur sodium/sodium plongeant dans le sodium de la cuve et refroidi par l'air dans une cheminée. Pour le circuit secondaire, un échangeur sodium/air intervient directement.

Les dispositions de sûreté prévoient aussi le cas d'une perte totale des quatre circuits secondaires. Dans ce cas, quatre échangeurs "bouteille" plongent dans la cuve, actionnés par des pompes magnétiques, le mouvement de convection pouvant toutefois suffire en cas de perte des alimentations électriques et des diesels de pompage.

Selon l'exploitant, les dispositifs d'évacuation de la puissance résiduelle sont ainsi complets. C'est une logique déterministe qui a conduit à ce résultat. L'introduction de dispositifs supplémentaires est faite quelles que soient les probabilités de défaillance des équipements redondants.

3.6. le confinement

La traduction des principes de la défense en profondeur au plan du confinement a été présentée plus haut.

Il est toutefois nécessaire d'y revenir pour évoquer les précautions prises pour garantir l'intégrité de chacune des barrières de confinement.

L'efficacité de la première barrière de confinement - la gaine du combustible - est garantie par un ensemble de dispositifs. En premier lieu, ainsi que cela a été dit plus haut, la température de gaine est suivie pour chaque assemblage. Par ailleurs, la surveillance du cœur est très précise, ce qui doit permettre de prévenir les ruptures.

S'agissant de la deuxième barrière - la cuve et le bouchon - et de la troisième barrière - la cuve de sécurité et le dôme - , des calculs ont été faits pour leurs caractéristiques, sur la base des conséquences de l'accident de dimensionnement.

Cet accident correspond à l'arrêt des 4 pompes primaires et au refus de chute des 3 systèmes de barres de commande. La fusion du cœur s'accompagne d'interactions entre le sodium et les matériaux du cœur fondu et d'un dégagement très important de chaleur et d'énergie mécanique. D'après les calculs finalement retenus après un essai initial, le dégagement d'énergie atteindrait 280 MegaJoules.

Différentes caractéristiques découlent de cette estimation. En particulier, le dôme est dimensionné pour supporter jusqu'à 3 bar de pression. La cuve supporte le choc thermique et le cendrier prévu d'origine est capable de récupérer les morceaux de cœur.

Enfin, la quatrième barrière de confinement - l'enceinte du bâtiment réacteur+PTC - est dimensionnée en fonction d'une part des conséquences de chute d'avion ou de missile et d'autre part en fonction du terme source d'aérosols radioactifs pouvant s'échapper de la cuve dans le cadre de l'accident de dimensionnement.

D'après les éléments donnés à votre Rapporteur, le terme source serait constitué principalement de sodium 24, de césium 137 et de gaz rares, les éléments provenant du combustible pouvant toutefois être en partie piégés dans le sodium liquide. S'il est difficile de conclure que le terme source aurait une nocivité très inférieure à celle du terme source d'un réacteur à eau pressurisée, en revanche il est possible de considérer que la probabilité d'obtenir le terme source d'un réacteur à eau pressurisée (REP) avec Superphénix est inférieure à celle du REP.

L'enceinte du bâtiment réacteur-PTC est dimensionnée à 40 millibar.

4. L'EXAMEN DU PROJET DE REDEMARRAGE PAR L'AUTORITE DE SURETE

Le processus d'examen de la sûreté de Superphénix est toujours en cours, après de longs mois d'expertise, de réflexion et de travaux sur l'installation.

Les dates importantes de ce processus sont les suivantes :

- . 3 juillet 1990 : arrêt de la centrale suite à la pollution du sodium primaire
- . 26 octobre 1990 : lettre des ministres de l'industrie et de l'environnement fixant à l'exploitant les conditions d'un éventuel redémarrage; ces conditions sont les suivantes :
 - suites données à l'incident de pollution du sodium primaire
 - contexte général d'exploitation
 - capacité d'expertise associée à la Centrale de Creys-Malville
 - maintien des compétences
 - retour d'expérience privilégiée par rapport à la disponibilité; restriction éventuelle du domaine de fonctionnement
- . 3 juin 1991 : demande d'autorisation de redémarrage de la Centrale par la Direction de NERSA
- . 12 juillet 1991 : demande à l'exploitant d'informations complémentaires par l'autorité de sûreté :
 - enseignements tirés de l'incident de pollution du sodium primaire
 - capacité de réaction des équipes d'exploitation
 - maintien des compétences
- . 10 et 17 octobre 1991 : réunion du groupe permanent réacteur

Ce processus est prévu par la réglementation. Rien ne laisse penser à votre rapporteur qu'il n'est pas correctement suivi.

Ainsi que cela a été dit plus haut, votre Rapporteur a visité en détail Superphénix, les 13 et 14 mai 1991.

Par ailleurs, votre Rapporteur a demandé au ministre de l'industrie l'autorisation de participer, en tant qu'observateur, aux réunions du Groupe permanent "réacteurs" consacrées à l'examen de la situation de Superphénix au regard de la sûreté.

La réponse de M. Dominique STRAUSS-KAHN est positive :

"Comme mon prédécesseur, j'ai le plaisir de vous faire savoir que je suis très favorable à votre participation aux réunions du groupe permanent d'experts chargés des réacteurs nucléaires consacrées aux redémarrages éventuels des réacteurs Phénix et Superphénix. Le suivi de ces réunions vous permettra d'apprécier les méthodes de travail d'un des quatre groupes d'experts qui sont consultés préalablement aux décisions importantes de sûreté" [72].

Votre Rapporteur a ainsi assisté aux deux réunions du 10 et du 17 octobre 1991 du groupe permanent réacteur consacrées à ce thème, auxquelles il a été convié.

On présente dans la suite le rôle des Groupes permanents dans l'organisation du contrôle de la sûreté et leur mode de fonctionnement, sur un plan général et dans le cas précis des réunions sur Superphénix auxquelles il a été donné à votre Rapporteur de participer.

Une analyse du fonctionnement du Groupe lors de ces réunions est ensuite faite.

Ceci permet de faire le point sur l'état de l'installation et des travaux restant à faire pour améliorer sa sûreté.

La question du redémarrage de Superphénix apparaît en filigrane des réflexions du groupe permanent.

Afin de donner tous les éléments d'information sur cette question - au delà des aspects déterminants de la sûreté précédemment exposés - , votre Rapporteur estime indispensable de retracer les arguments d'une autre nature qui sont invoqués dans d'autres cercles à l'appui du redémarrage.

Cette présentation est faite à la fin du présent chapitre.

4.1. le rôle et les modes de fonctionnement des groupes permanents

Les groupes permanents constituent l'un des soutiens essentiels de la DSIN, par l'appui technique qu'ils lui procurent, provenant des experts d'horizons différents siégeant en leur sein.

4.1.1. la mission des Groupes permanents : conseil pour les réacteurs, les usines et le traitement des déchets

Par décision ministérielle du 27 mars 1973 modifiée à cinq reprises, "il est institué, auprès du SCSIN trois groupes permanents chargés de l'étude des problèmes techniques que posent en matière de sûreté la création, la mise en service, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif et le déclassement des installations nucléaires de base et leurs annexes".

Ces trois groupes permanents sont relatifs aux domaines suivants :

- réacteurs (groupe permanent "réacteurs")

- installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires, à l'exception des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs (groupe permanent "usine")

- installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs (groupe permanent "déchets").

4.1.2. des groupes d'experts hautement qualifiés

Selon la décision ministérielle du 27 mars 1973, chacun des groupes comprend :

- un président et un vice-président nommés pour une période de trois ans renouvelable, par décision du ministre de l'industrie

- un représentant titulaire et un représentant suppléant du Conseil général des Mines

- trois représentants de la DSIN pour le groupe réacteurs et deux pour les deux autres groupes

- un représentant du directeur général de l'énergie et des matières premières

- un représentant du directeur du gaz, de l'électricité et du charbon pour le seul groupe permanent réacteur

- quatre experts titulaires et quatre experts suppléants nommés sur proposition de l'Institut de Protection et de Sécurité Nucléaires

- cinq experts titulaires et cinq experts suppléants choisis en raison de leur compétence particulière dans le domaine nucléaire (nucléaire, géologique ou minier pour le groupe permanent déchets)

- et enfin, selon le groupe considéré :

- quatre experts titulaires et quatre experts suppléants nommés sur proposition d'Electricité de France pour le groupe réacteurs

- deux experts titulaires et deux experts suppléants nommés sur proposition du CEA pour le groupe usine

- un expert titulaire et un expert suppléant nommés sur proposition du Bureau de Recherches Géologiques et Minières (BRGM) pour le groupe déchets.

Les présidents et vice-présidents des groupes permanents sont nommés, sur proposition du Directeur de la Sécurité des Installations Nucléaires, par décision du ministre de l'industrie pour une durée de trois ans renouvelable.

Les experts titulaires et les experts suppléants des groupes permanents sont nommés par décision du ministre de l'industrie pour une durée de trois ans renouvelables.

4.1.3. une intervention à toutes les étapes

En premier lieu, les groupes permanents peuvent être consultés par le Directeur de la DSIN sur la réglementation technique concernant la sûreté des installations nucléaires.

En deuxième lieu, les groupes permanents sont consultés par le Directeur de la DSIN sur la sûreté de chaque installation nucléaire de base, leurs avis étant assortis éventuellement de propositions de prescriptions techniques particulières, lors des étapes suivantes :

"- instruction de la demande d'autorisation de création

- avant que l'installation soit mise en exploitation normale et après cette mise en exploitation, lorsque le ministre est appelé à intervenir par les dispositions de la réglementation générale ou du décret d'autorisation de création*
- et d'une façon générale, à tous les stades de la conception, de la construction ou de l'exploitation de l'installation où le Chef du SCSIN jugera utile de procéder à une telle consultation".*

Le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires peut participer à toute réunion des groupes permanents.

Le Directeur de la DSIN transmettent les dossiers correspondants à l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaires pour étude et avis qui rapporte devant le groupe permanent réacteurs.

4.2. le contexte des réunions du Groupe permanent réacteurs sur Superphénix, les 10 et 17 octobre 1991

Arrêté comme on l'a vu le 3 juillet 1990, suite à l'incident de pollution du sodium, Superphénix fait l'objet d'un ensemble d'expertises et de modifications concrètes, en vue de l'amélioration de son niveau de sûreté.

La situation de Superphénix est toutefois liée à celle de Phénix.

4.2.1. le lien entre Phénix et Superphénix

On sait que Phénix est lui-même arrêté depuis le 9 septembre 1990, à la suite de l'arrêt automatique déclenché par une baisse de réactivité.

Dans son déroulement, cet incident est apparu de même nature que les trois arrêts automatiques survenus les 2 et 24 août et 14 septembre 1989.

L'hypothèse retenue pour expliquer ces premiers arrêts consistait en l'intervention d'une bulle d'argon entraînée dans le circuit primaire et traversant le coeur du réacteur, provoquant ainsi une brusque diminution de puissance [DSIN, op.cit.]. Dès lors, un certain nombre de dispositions avaient été prises pour éviter la répétition d'incidents de cette nature.

La répétition de l'incident a conduit à remettre en cause les dispositions prises.

Si l'explication du gerbage du coeur semble actuellement la meilleure, elle n'est toutefois pas démontrée. L'évènement initiateur ou les évènements initiateurs ne sont par ailleurs pas encore connus.

Dans sa conférence de presse, donnée à l'occasion de la présentation du rapport d'activité de la DSIN, le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, M. Michel LAVERIE, a clairement indiqué que le cas de Superphénix ne pouvait être disjoint de celui de Phénix [73].

Fin juin 1991, il paraît exclu pour la DSIN de remettre en route Superphénix, sans "avoir compris" le pourquoi de ce qui s'est passé à Phénix.

Le Groupe permanent réacteurs sur Superphénix initialement convoqué pour le 26 septembre voit sa réunion reportée.

Votre Rapporteur est invité à la réunion finalement fixée au 10 octobre 1991 qui se déroule en réalité sur deux jours, le 10 et le 17 octobre. Votre Rapporteur y assiste en tant qu'observateur.

4.2.2. la préparation de la réunion des 10 et 17 octobre 1991

Une réunion interne au groupe se tient porte sur différents points importants évoqués dans les 4 documents de référence suivants :

1) *les lettres des ministres du 26 octobre 1990, portant sur :*

- *les suites à donner à l'incident de pollution du sodium primaire*
- *le contexte général de l'exploitation*
- *la capacité d'expertise associée à Superphénix*
- *le maintien des compétences*
- *la priorité donnée au retour d'expérience par rapport à la disponibilité et la restriction éventuelle du domaine de fonctionnement*

2) *le rapport de l'Inspecteur général de la sûreté nucléaire pour l'année 1990*

3) *le rapport de la Commission "Gaussot", Année 1991*

soit 9 propositions :

- . *l'appui financier par la CEE*
- . *l'implication du CEA*
- . *le rôle et engagements des pouvoirs publics*
- . *les documents établis dans le nucléaire français*
- . *la liaison de Superphénix avec l'exploitant EDF*

- . l'organisation regroupée à Lyon
- . l'analyse de 2ème niveau
- . la position de l'exploitant par rapport aux experts
- . les effectifs du secrétariat permanent de NERSA

et 5 sujets de réflexion :

- . l'état de la documentation d'exploitation
- . les feux de sodium
- . les générateurs de vapeur
- . la maintenance des gros composants
- . l'incident de réactivité de Phénix

4) la lettre du Directeur de la Sûreté Nucléaire du 12 juillet 1991, demandant :

. des compléments d'information sur

- les enseignements tirés de l'incident de pollution du sodium primaire
- la capacité de réaction des équipes d'exploitation
- le maintien des compétences

. la réévaluation de la puissance résiduelle et des moyens de son évacuation

Il est clair qu'au moins un des sujets évoqués au cours de cette réunion représente une condition de sûreté, à savoir le soutien technique pour l'interprétation des phénomènes et la mise en place de solutions acceptables sur le plan de la sûreté.

On verra dans la suite que la mobilisation des moyens adéquats est l'exacte condition de redémarrage de Superphénix.

4.3. les améliorations en cours ou en projet de la sûreté à Superphénix, selon les travaux du Groupe permanent

Le Groupe permanent réacteurs a fait les 10 et 17 octobre, lors de ses réunions consacrées à Superphénix un point précis de l'état de la centrale. Un compte-rendu bref de ses travaux sera donné afin de dégager la situation de Superphénix à la mi-octobre 1991.

4.3.1. l'organisation générale de la Centrale et les moyens mis en oeuvre, selon l'exploitant

En début de réunion du Groupe permanent, l'exploitant fait état des travaux auxquels il s'est livré, pour résoudre les questions posées par l'incident de pollution du sodium, par l'autorité de sûreté et son appui technique, dans la perspective d'un redémarrage de l'installation.

4.3.1.1. la sûreté en exploitation

Selon l'exposé fait par l'exploitant le 10 octobre 1991, la sûreté en exploitation de Superphénix a d'ores et déjà fait l'objet d'amélioration sensible. L'exploitant a ainsi exploité le temps qui lui a été laissé depuis l'arrêt du 3 juillet 1990 consécutif à la pollution du sodium primaire.

Les règles générales d'exploitation (RGE) ont été complétées et précisées. Les valeurs des seuils d'alarme et d'arrêt ont été examinées et pour certaines abaissées. De même, les principes de conduite ont été réexaminés. Le principe retenu pour ce réaménagement est qu'il n'y ait pas besoin de consulter en temps réel un expert pour prendre une décision de conduite.

Par ailleurs, les conséquences de la décision de considérer Superphénix comme un producteur de connaissances plutôt que comme un producteur d'électricité ont été tirées.

4.3.1.2. un prototype issu de Phénix

En premier lieu, il est exclu qu'à quelque moment que ce soit, le fonctionnement de Superphénix soit soumis aux besoins du réseau.

Par ailleurs, le retour d'expérience de Phénix est systématiquement organisé.

Ainsi, sont étudiés au niveau de Superphénix, en tenant compte des résultats obtenus avec Phénix :

- le passage de gaz dans le réacteur
- les anomalies de réactivité
- l'évacuation de la puissance résiduelle
- la purification du sodium

4.3.1.3. les questions techniques, l'organisation et les moyens

En dehors de la sûreté en exploitation, d'autres dispositions sont prises dans le domaine technique.

Dans le droit fil de l'application des conclusions du rapport dit Sûreté et Maintenance d'EDF, la maintenance doit faire l'objet d'amélioration. Celles-ci proviendront en particulier de la mise en service du système informatisé de gestion de la maintenance SYGMA d'EDF.

S'agissant de la détection des fuites et feux de sodium, l'exploitant a fait état de l'installation de 26 détecteurs de fuite de sodium dits sandwich.

Enfin, l'exploitant a indiqué que son équipement en outillage de contrôle des générateurs de vapeur est complété, notamment en ce qui concerne la détection d'hydrogène et la détection acoustique.

La Centrale bénéficie déjà et bénéficiera de compétences externes identifiées et renforcées. Sont ainsi mis sur pied ou vont l'être : la mission RNR dont il a été question plus haut, le GAP (Groupe d'analyse des problèmes

potentiels en exploitation), l'organisation de crise locale et l'organisation de crise nationale.

4.3.1.4. l'état de l'installation au 10 octobre 1991

Le bilan fait par l'exploitant de l'état de son installation est le suivant :

- le sodium du circuit primaire est propre
- le circuit d'argon primaire est complété et remis en état : un chromatographe a été installé, ainsi que des détecteurs de fuite entre les membranes des compresseurs des circuits de mesure
- les travaux d'entretien et les modifications sont terminées : démontage de la passerelle du pont, contrôle des soudures des tuyauteries sodium de petit diamètre des galeries secondaires et installation de détecteurs de fuite de sodium
- mise ne place de nouveaux détecteurs de fuite de sodium type sandwich
- la hotte de manutention spéciale des assemblages combustibles est disponible sur le site
- la salle des machines B est disponible (puissance potentielle électrique: 600 MWe)
- le Poste de Transfert du Combustible est en argon. La fin des essais de requalification des manutentions primaire et secondaire est prévue pour la mi-décembre 1991.

En outre, l'exploitant indique qu'il a fait parvenir 14 dossiers support à l'appui technique.

En conséquence, l'exploitant pense, en début de réunion de Groupe permanent, qu'il est en situation de demander une réunion de fin d'arrêt de tranche pour la fin octobre et une autorisation de redémarrage vers le début novembre.

Les discussions du Groupe permanent réacteurs débouchent en réalité sur des recommandations entraînant des études et des travaux complémentaires qui éloignent la perspective du redémarrage, sauf à affecter aux tâches précédentes des moyens exceptionnels.

On résume dans la suite les recommandations du groupe permanent devant avoir une réponse avant le redémarrage.

4.3.2. les suites de l'effondrement du toit

Après les déblaiements, les réparations et la reconstruction, le bâtiment de la salle des machines A devrait être prêt pour le début 1992. En tout état de cause, la salle des machines B non affectée par l'incident est, selon l'exploitant en état de fonctionnement.

Le Groupe permanent s'est toutefois penché sur le problème de dimensionnement des structures des salles des machines.

Le toit a été dimensionné suivant la réglementation en vigueur ("règles Neige et Vent") pour supporter une surcharge due à la neige de 58 kg/m² en conditions normales et de 95 kg/m² en conditions extrêmes. Les mesures de

charge de neige, effectuées le jour de l'incident et les jours suivants sur le site de Creys-Malville indiquent des valeurs comprises entre 95 et 129 kg/m².

Le Département d'Evaluation de Sûreté de l'IPSN estime, dans son rapport [op.cit.], qu'*"il convient de s'interroger sur, d'une part le niveau de classement selon les règles "Neige et Vent" de la région de Creys-Malville, et, d'autre part, sur la nécessité, notamment pour ce qui concerne les bâtiments abritant des matériels importants pour la sûreté, de la prise en compte d'une marge de sécurité, analogue à celle existant pour les séismes, vis-à-vis de ces règles"*.

Se rajoutant à l'influence des conditions atmosphériques, une faiblesse potentielle des structures métalliques fait l'objet d'une discussion entre l'exploitant et le constructeur.

En tout état de cause, le Groupe permanent a adopté deux recommandations sur ce sujet :

- la première sur la nécessité d'analyser les marges existantes vis-à-vis de la ruine pour les différents bâtiments abritant des matériels importants pour la sûreté, compte tenu de l'application des règles "neige et vent" et des codes de construction utilisés; la tenue des bâtiments éventuellement critiques sera améliorée avant le redémarrage

- la deuxième sur la nécessité de préciser les dispositions prévues en cas de chute de neige, pour éviter une accumulation excessive de neige sur les bâtiments abritant des matériels importants pour la sûreté

4.3.3. la pollution du sodium primaire

La pollution du sodium du circuit primaire est apparue en juin 1990 et entraîne un arrêt de Superphénix le 3 juillet. L'autorité de sûreté reprochera plus tard le délai avec lequel l'exploitant détectera la pollution du sodium. Celle-ci est en effet de grande ampleur.

Le 8 juin 1990, la montée en puissance du réacteur est entamée après le règlement de l'incident de fuite de sodium du 28 avril.

Dès le 10 juin, on s'aperçoit à la lecture des enregistrements des indicateurs de bouchage que le niveau de pollution du sodium primaire est plus élevé qu'habituellement.

La température de bouchage se détermine de la manière suivante : un flux de sodium passe dans un tube comportant un rétrécissement - une pastille présentant des orifices calibrés - . Partant d'une température supérieure à 200°C, un programme génère une phase de refroidissement, pendant laquelle on mesure simultanément la température et le débit du sodium dans la pastille.

Les trois températures de bouchage déterminées expérimentalement sont attribuées aux impuretés suivantes : oxydes de sodium Na₂O et NaO, hydrures de sodium et les chromites de sodium. Au fur et à mesure de la baisse de température, il y a eu bouchage par dépôt de cristaux d'impuretés (200°C pour les chromites, 180°C pour les hydrures et 140°C pour les oxydes).

Les règles générales d'exploitation de la centrale spécifient que "la température de bouchage du circuit primaire doit normalement être inférieure à 120°C. On admettra toutefois de pouvoir fonctionner pendant une durée limitée à 1 mois avec une température de bouchage de 150°C".

L'exploitant, aidé par Novatome et CEA, attribue l'apparition des impuretés à une entrée d'air humide durant l'arrêt du réacteur. Sur la base des règles générales d'exploitation, il estime toutefois qu'il peut continuer à faire fonctionner le réacteur en puissance jusqu'à la fin du délai d'un mois prévu par le texte. Toutefois, avant la fin du délai d'un mois, différents dispositifs de purification se bouchent, d'où la décision d'arrêter immédiatement le réacteur.

Une analyse du ciel de pile montre quelques jours plus tard que de l'azote y est présent, ce qui accrédite l'hypothèse d'une entrée d'air.

Au total, la purification ultérieure du sodium et les calculs montreront que ce sont environ 450 kg d'oxydés qui se seront formés, correspondant à l'entrée d'environ 60 m³ d'air.

La recherche des causes met en évidence la responsabilité d'un compresseur situé dans un circuit dérivé de mesure du circuit de purification de l'argon du réacteur.

Une fissure dans une des deux membranes d'un compresseur aura suffi à provoquer cet incident qui illustre les complications techniques causées par l'utilisation du sodium.

Suite à cet incident, l'exploitant décide de mettre en place un système de surveillance des membranes des compresseurs des chaînes de mesure et d'installer un chromatographe permettant d'analyser la composition du ciel de pile.

La DSIN avait relevé le délai inacceptable entre l'apparition du phénomène, sa compréhension et la décision.

Le Groupe permanent, dans ses principales recommandations, rappelle des principes de sûreté et cherche à faire évaluer les conséquences de la pollution en termes de corrosion et donc de sûreté de l'installation :

- le principe du circuit d'argon primaire en surpression doit rester la base de la conception du circuit

- avant le redémarrage, l'exploitant devra transmettre un programme de surveillance des structures du bloc du coeur pour vérifier qu'aucun phénomène de corrosion par les oxydes de sodium ne s'est produit

4.3.4. l'organisation générale de l'exploitation et de la maintenance

Les contrôles et essais périodiques des matériels importants pour la sûreté sont des priorités dans l'exploitation. Le groupe permanent demande que l'exploitant vérifie à échéance du rapport définitif de sûreté - juillet 1993 - que ces essais sont exhaustifs. Un programme de travail devra être présenté avant fin 1991, pour l'élaboration, pour chacun des systèmes concernés, de documents d'analyse récapitulant l'ensemble des essais prévus et des critères à satisfaire, documents destinés à être transmis à l'autorité de sûreté.

Par ailleurs, le groupe permanent demande que l'exploitant complète son plan d'action relatif à l'accroissement de la qualité de la maintenance, avant la fin 1991.

4.3.5. les risques de passage d'argon dans le coeur

L'on a vu précédemment que la maîtrise de la réactivité constitue un élément essentiel de la sûreté des réacteurs à neutrons rapides et en particulier de Superphénix.

C'est à la suite des incidents de réactivité survenus en août et septembre 1989 sur Phénix et imputés en premier lieu au passage de bulles d'argon dans le coeur, que la DSIN avait demandé à NERSA de faire des études à ce sujet.

Une analyse de l'IPSN réalisée pour le compte de NERSA avait conclu à l'absence de risque de passage de gaz dans le coeur pouvant mettre en cause l'intégrité du combustible.

Différentes questions restaient à approfondir par l'exploitant. Celui-ci se lançait par ailleurs dans un important programme expérimental visant à préciser les marges en fonctionnement normal et incidentel vis-à-vis du risque de passage de gaz dans le coeur.

Une des situations les plus délicates est celle d'une dépressurisation brutale de cloche d'échangeur intermédiaire plongeant dans la cuve.

Le groupe permanent note qu'un poste d'arrêt rapide a été mis en place pour arrêter le réacteur dans ces circonstances et que l'exploitant étudie sa fiabilité et son efficacité. L'exploitant devra, avant redémarrage, s'assurer que l'implantation de ce nouveau poste n'affecte pas le fonctionnement du système de protection actuel et devra préciser les essais périodiques prévus pour vérifier son bon fonctionnement.

Un autre cas de figure est examiné par le groupe permanent. Il s'agit de l'accumulation de gaz dans le sommier. Des assemblages purgeurs sont prévus pour éviter cette situation. Le groupe recommande que l'exploitant transmette rapidement un planning d'essai sur une maquette en eau, des calculs étant faits pour permettre la transposition des essais au cas du sodium.

4.3.6. les feux de sodium dans les galeries du circuit secondaire

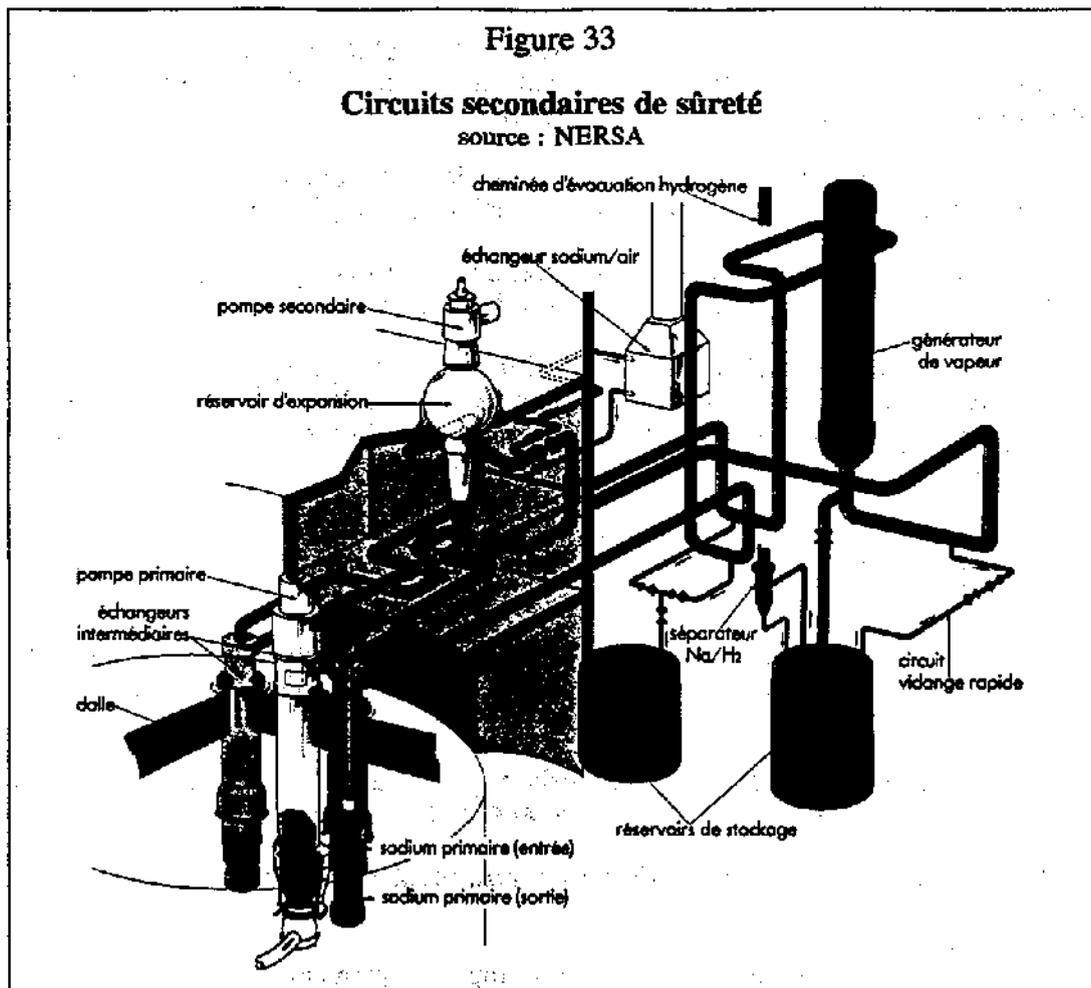
La question des feux de sodium est l'une des plus difficiles que le Groupe permanent ait eu à aborder dans ses réunions des 10 et 17 octobre 1991.

Il s'agit d'un point de sûreté capital, bien que non lié directement au problème de rejets de radioisotopes dans l'environnement.

Le sodium du circuit secondaire n'est que très faiblement activé, au contraire du sodium de la cuve. Les dégagements d'aérosols n'auraient qu'une incidence radiologique limitée. Ce sont en revanche les conséquences de ces feux sur les autres circuits et les structures, notamment les bâtiments, qui pourraient être dommageables à la sûreté de l'installation.

On voit l'importance de ce sujet qui a bien évidemment été traité dans le rapport provisoire de sûreté actuellement en vigueur à Creys-Malville.

La figure suivante présente l'architecture des circuits secondaires.



4.3.6.1. les prescriptions du rapport provisoire de sûreté pour les feux de sodium

Rappelons que d'après l'instruction du ministre de l'industrie en date du 27 mars 1973 :

"la demande d'autorisation de création est accompagnée d'une notice descriptive donnant les caractéristiques de l'installation et comportant une étude préliminaire de sûreté..."

Pour les réacteurs nucléaires, l'exploitant remet successivement au ministre de l'industrie trois rapports de sûreté :

- un rapport préliminaire de sûreté qui joue le rôle de la notice descriptive prévue ci-dessus*
- un rapport provisoire de sûreté qui doit être remis au plus tard six mois avant le premier chargement du réacteur; ce rapport doit être accompagné de propositions de règles générales d'exploitation*
- un rapport définitif de sûreté.*

L'installation de Creys-Malville fonctionne actuellement dans le cadre du rapport provisoire de sûreté. La remise du rapport définitif de sûreté de Superphénix doit être faite avant juillet 1993

Le cas des feux de sodium illustre le décalage qui peut exister entre le rythme de progression des connaissances et celui de la réglementation.

Dans le cas précis des feux de sodium dans une galerie secondaire, le rapport provisoire de sûreté de Superphénix indique que :

"le cas unique étudié est celui d'une rupture guillotine survenant en fonctionnement normal sur la tuyauterie de liaison générateur de vapeur-pompe secondaire. Il s'agit d'une tuyauterie plein débit de 1 m de diamètre. Le débit normal est de 3 272 kg/s...."

Le feu de sodium proprement dit est étudié selon un schéma de feu en nappe, c'est-à-dire en calculant le dégagement et les échanges d'énergie se produisant lors de la combustion d'une nappe établie".

Ce cas est considéré comme "enveloppe" c'est-à-dire le plus grave de tous, en raison du grand diamètre - 1 mètre - et du très fort débit qui la parcourt - 3 272 kg/s.

Toutes les dispositions sont prises pour lutter contre les situations correspondantes : prévention, détection avancée et lutte contre l'incendie.

4.3.6.2. l'amélioration des connaissances, postérieure au rapport provisoire de sûreté

Postérieurement à l'adoption du rapport provisoire de sûreté, des expériences sont réalisées sur l'installation Esmeralda du CEA-Cadarache.

La rupture d'une canalisation de fort diamètre avec un débit moyen conduit classiquement à la formation au sol d'une nappe. Dans le cas du sodium, cette nappe s'enflamme. Les conséquences d'un tel feu peuvent être circonscrites relativement facilement.

Dans le cas d'une rupture de type non-guillotine d'un tuyau de faible diamètre, une pression importante du fluide peut au contraire donner lieu à la vaporisation de sodium, d'où formation d'un feu mixte - nappe/aérosol -.

Dans ce cas, les feux provenant de la rupture de tuyauteries secondaires sont extrêmement énergétiques.

L'ensemble des intervenants du groupe permanent, rapporteur, exploitant, experts, autorité de sûreté estiment qu'il faut intégrer cette nouvelle connaissance à l'installation.

Un consensus est trouvé pour améliorer :

- la surveillance des canalisations
- la détection des fuites avant la rupture
- l'isolement du local par rapport aux entrées d'air
- l'annulation des surpressions
- l'évacuation des fumées.

Cette approche adoptée par le groupe permanent a pour fonction d'augmenter encore le niveau de sûreté.

Des démonstrations précises devront être faites sur la tenue des structures en cas de feux mixtes. Toutes les parades - détection avancée des ruptures par les fuites préalables (fuite avant rupture), exutoires pour la pression, procédures pour circonscrire les feux éventuels - devront être démontrées.

La démarche de défense en profondeur doit être bâtie avec rigueur. Ce sont les conditions d'une telle démarche qu'énoncent les recommandations du groupe permanent réacteurs.

4.3.6.3. les recommandations du groupe permanent

Les principales recommandations émises par le Groupe permanent et devant avoir une réponse avec le redémarrage sont les suivantes :

- transmission dans les meilleurs délais des programmes de calcul utilisés pour estimer les conséquences des feux dans les galeries secondaires
- étude des conséquences à moyen terme des rejets de gaz et d'aérosols dans le hall du réacteur, des conséquences d'une altération des structures des galeries secondaires et des effets du rejet d'eau par le béton
- renforcement de certaines parties métalliques des locaux supérieurs des galeries des circuits secondaires
- qualification de la méthode de détection des fuites de sodium sous calorifuge et des détecteurs type sandwich
- augmentation de l'équipement des grosses tuyauteries en détecteurs et validation probabiliste des méthodes de détection utilisées.

La charge de travail correspondant à la mise en oeuvre de ces recommandations est considérable.

D'importants calculs et études sont nécessaires. Des travaux concrets sur l'installation elle-même sont requis. Au demeurant, s'il a été fait mention du circuit secondaire, ce sont en réalité les quatre boucles secondaires qui sont concernées.

Les recommandations du Groupe permanent - des préalables de sûreté - ont été analysées par la DSIN et reprises dans leur intégralité.

4.3.7. la reprise des recommandations du groupe permanent par la DSIN

Le 28 octobre 1991, après analyse des recommandations du groupe permanent, la DSIN envoie une lettre au Président du Directoire de NERSA, dans laquelle le point est fait sur le traitement par l'exploitant des demandes d'analyses et de travaux formulées précédemment par l'autorité de sûreté.

La lettre de la DSIN indique que sur certains dossiers transmis en dernier par l'exploitant, l'analyse n'a pu être conduite à son terme.

La DSIN présente dans cette lettre, sur la base des recommandations du groupe permanent, de nouvelles demandes d'études et de réalisations concrètes.

D'une manière générale, le Directeur de la sûreté des installations nucléaires attire l'attention sur l'importance qu'il attache à la prise en compte des feux de sodium dans les galeries secondaires.

Il fait connaître également qu'il conviendra de valider l'hypothèse tirée de l'analyse du problème de Phénix sur le mouvement radial du coeur. Ce rappel correspond à ses analyses antérieures et à une position de simple bon sens.

S'agissant des recommandations du groupe permanent, elles sont reprises dans leur intégralité, sans aucun durcissement.

Le Directeur de la sûreté des installations nucléaires indique également [74] : *"je souhaite que le groupe permanent chargé des réacteurs puisse à nouveau se réunir dès que possible et au plus tard au moins de janvier 1992, afin d'examiner l'état d'avancement des différents dossiers que vous aurez transmis en temps utile pour que l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire puisse les analyser"*.

Le calendrier ainsi proposé témoigne de la volonté de l'autorité de sûreté de déboucher.

En fait, la position de la DSIN doit être analysée par l'exploitant et les actionnaires dans toutes ses dimensions : moyens d'étude à mettre en oeuvre, modifications de l'installation à réaliser.

4.3.8 l'adéquation des moyens mis en oeuvre pour remplir les conditions de sûreté

D'après les informations communiquées à votre Rapporteur, les 13 et 14 mai 1991 lors de sa visite de la centrale de Creys-Malville, une augmentation de moyens mis à la disposition de l'exploitant de Superphénix est prévue. La question est de savoir s'ils sont suffisants.

En premier lieu, est créée au sein d'EDF une mission Réacteurs à Neutrons Rapides, formée de 5 ingénieurs travaillant à temps complet sur l'ensemble de la filière.

Il a été indiqué le 17 octobre que la mission travaillerait à 100 % sur Superphénix. Or, le cas de Phénix n'est pas réglé, loin s'en faut, ainsi que cela a été vu plus haut. La mission travaillera donc à temps seulement partiel sur Superphénix.

Par ailleurs, un groupe d'experts dit Groupe GAP rassemblera des experts du Centre Lyonnais d'Ingénierie et du Septen (EDF), de Novatome et du CEA-Cadarache, est chargé d'examiner les problèmes techniques de fond posés par exemple par des modifications de l'installation.

La question principale à l'égard d'un éventuel redémarrage de Superphénix est de savoir si l'exploitant et ses actionnaires affectent les moyens proportionnés aux travaux à réaliser pour atteindre les objectifs qu'eux-mêmes se sont fixés.

4.4. le fonctionnement du Groupe permanent réacteurs lors des réunions des 10 et 17 octobre 1991 sur Superphénix

Les deux réunions du Groupe permanent "réacteurs" auxquelles il a été donné à votre Rapporteur d'assister lui ont permis à la fois d'apprécier le rôle de ce groupe dans la formation de la décision et de mesurer l'avancement des améliorations de sûreté en cours ou à faire sur Superphénix.

4.4.1. le mode de fonctionnement du Groupe permanent les 10 et 17 octobre 1991

La réunion du Groupe permanent sur Superphénix prévue pour la seule journée du 10 octobre ne peut épuiser son ordre du jour, du fait d'un débat difficile sur la prévention et les conséquences des feux de sodium du circuit primaire.

Cette question occupe le Groupe le 17 octobre en matinée et en début d'après-midi. Le Groupe ne peut élaborer qu'en fin d'après-midi le mode de présentation de ses travaux à la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires.

Le Groupe permanent "réacteurs" est actuellement présidé par M. François COGNÉ, au demeurant Inspecteur général pour la sûreté nucléaire du CEA, et ancien directeur de l'IPSN. Rappelons que les Présidents des Groupes

permanents sont nommés, sur proposition du Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, par le ministre de l'industrie. Le Vice-Président du Groupe, nommé dans les mêmes conditions, est actuellement le Directeur-adjoint de la DSIN, M. Jean SCHERRER.

La réunion du 10 octobre a débuté par une présentation du contexte général de l'exploitation par le Chef de la mission RNR d'EDF. Le Chef de la centrale de Creys-Malville a fait ensuite un bilan des travaux effectués sur Superphénix depuis l'incident de pollution du sodium et présente les dossiers transmis à l'autorité de sûreté et à son appui technique.

Les différentes questions techniques ont ensuite été abordées sur la base du rapport DES n°3 préparé par le Département d'Evaluation de Sûreté (DES) de l'Institut de Protection et de Sûreté nucléaire [75]. Sur chaque point, une présentation a été faite par un rapporteur appartenant au DES de l'IPSN. L'exploitant est invité à faire connaître ses réactions et son point de vue, ses réalisations et ses intentions.

Les membres du Groupe permanent ont été autorisés à prendre la parole à pratiquement n'importe quel moment.

4.4.2. le rôle stratégique du Groupe permanent dans le processus de décision relatif à Superphénix

D'une manière générale, les Groupes permanents jouent en réalité un rôle essentiel dans le processus de décision de l'Etat pour la sûreté nucléaire.

Les Groupes permanents n'ont pas le pouvoir de donner un aval à l'exploitant en matière de sûreté. Ce pouvoir appartient à la DSIN.

Un avis positif du Groupe permanent ne lie pas cette dernière, qui peut être amenée à formuler des exigences complémentaires.

En revanche, un avis négatif du Groupe permanent, concernant par exemple un redémarrage, ou une modification d'une installation, lie absolument l'autorité de sûreté qui ne peut aller contre.

Sur l'exemple de Superphénix, le Groupe permanent réacteurs sur Superphénix a-t-il été en définitive un tribunal d'experts ou le conseil de sûreté du nucléaire ou les deux à la fois ? Sa mission a-t-elle été bien remplie ?

4.4.3. le groupe permanent, tribunal d'experts et conseil de sûreté et de surveillance

Tribunal d'experts, le Groupe l'est en ce sens que l'exploitant a soumis ses travaux - études, projets, réalisations pratiques - à l'examen de spécialistes parmi les plus compétents voire les plus compétents sur les sujets traités.

Dans le déroulement de la réunion, l'appui technique - l'IPSN - a émis un jugement ou des propositions. Chacun des participants a pu soumettre l'exploitant voire le rapporteur au feu de ses questions et de ses critiques.

La présence de l'autorité de sûreté lui a permis de connaître le fond des sujets évoqués et les avis ou les réticences des participants.

Un autre avantage de la présence de la DSIN a été que ses représentants ont pu recadrer des débats vis-à-vis des problèmes de sûreté et de réglementation.

Le verdict de l'examen est représenté par l'ensemble de recommandations, la plupart du temps acceptées par consensus lors des réunions des 10 et 17 octobre, et, adressées à l'autorité de sûreté. Ces recommandations seront détaillées dans la suite.

Le Groupe permanent par ailleurs a-t-il été le conseil de sûreté et de surveillance du nucléaire pour le cas de Superphénix?

Les travaux du Groupe permanent sur Superphénix font clairement apparaître que la préoccupation centrale du groupe fut la sûreté, y compris celle qu'exprime les représentants de l'exploitant.

Les incidences économiques des études supplémentaires demandées ou des modifications de l'installation n'ont pas - et à juste titre - été prises en compte. Les incidences en terme de calendrier n'ont pesé d'aucun poids.

Il se peut qu'au bout du compte, les demandes formulées par le rapporteur et avalisées par le Groupe génèrent des dépenses supplémentaires importantes et des retards de calendrier significatifs. Mais l'argument économique n'a été invoqué à aucun moment lors des deux réunions.

D'une manière générale, la structuration du groupe fait apparaître que l'autorité de sûreté possède 4 représentants sur 20 membres. Le ministère de l'industrie compte 3 représentants supplémentaires. Les experts sont au nombre de 13 - si l'on compte le président - dont 5 nommés par le ministre de l'industrie, 4 par l'IPSN et 4 par l'exploitant.

La conviction que l'énergie nucléaire ne présente que des risques acceptables et représente une grande épopée scientifique, technique et industrielle, anime sans aucun doute chacun des participants aux réunions des 10 et 17 octobre.

Mais votre Rapporteur peut attester que cette conviction partagée par les membres du Groupe et l'appartenance fonctionnelle de chacun d'entre eux se sont effacées devant les impératifs de la sûreté.

4.4.4. la nécessité d'un renforcement de l'exploitant

Tout au plus, faut-il mentionner que le bon fonctionnement du groupe permanent exige que chacun des partenaires présente des forces équilibrées.

A cet égard deux remarques doivent être faites.

Il faut bien sûr - et c'est le cas - un président de groupe et une autorité de sûreté forts et présents et un ou des rapporteurs compétents.

Mais, face à un groupe qui demande des travaux supplémentaires à l'exploitant, il semble qu'il faille, pour donner tout leur poids aux discussions du Groupe permanent, que la délégation de l'exploitant comprenne aussi un décideur technique et financier.

Compte-tenu de la structure de la centrale de Creys-Maville, il aurait été nécessaire d'avoir, non seulement, de tels représentants de l'exploitant - EDF - mais aussi de la société propriétaire de l'installation, c'est-à-dire NERSA, puisqu'aussi bien les recommandations adoptées devraient entraîner des investissements lourds.

Votre Rapporteur doit faire une autre remarque, tirée non seulement de sa présence aux réunions du Groupe permanent consacrées à Superphénix, mais également d'observations faites en d'autres occasions sur le terrain.

En raison d'obligations et de méthodes de gestion du personnel différentes, l'appui technique de l'autorité de sûreté, à savoir l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), semble souvent posséder une capacité d'élaboration technique sinon une connaissance de l'installation supérieures à celle de l'exploitant.

Cette situation ne peut que conduire à compliquer la tâche de l'IPSN dans sa politique de séparation rigoureuse entre le conseil aux exploitants et l'appui technique à l'autorité de sûreté.

Votre Rapporteur estime au total, ainsi que cela est décrit ci-dessous, que le tableau dressé par le Groupe permanent de l'état de Superphénix est sans complaisance vis-à-vis des impératifs de sûreté.

4.5. les autres contraintes - juridiques et socio-économiques - pesant sur Superphénix

La réglementation française des installations nucléaires de base et les exploitants donnent la priorité absolue à la sûreté sur la production.

La démarche des autorités de sûreté française est, ainsi qu'on l'a vu, particulièrement rigoureuse en ce qui concerne les conditions de fonctionnement de Superphénix.

Toutefois, de nombreux arguments sont présentés les uns en faveur d'un redémarrage de Superphénix, les autres en faveur de son arrêt.

Il ne revient ni à votre Rapporteur ni à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques de prendre parti et d'indiquer la voie à suivre vis-à-vis de Superphénix et de son redémarrage.

Cette responsabilité incombe au Gouvernement, aidé des autorités de sûreté et de ses appuis techniques. Les pouvoirs publics ont cette responsabilité et ont les moyens de l'exercer, en particulier pour le cas de Superphénix, ainsi qu'il a été indiqué plus haut.

Afin toutefois de contribuer à une information complète sur ce sujet important, il est nécessaire d'évoquer rapidement les différents arguments militant en faveur du redémarrage avant la mi-1992.

Les arguments techniques sont fondés sur la nécessité de conserver l'avance acquise par la France avec Phénix sur une filière qui, au demeurant, risque de s'avérer indispensable dans le long terme. La présentation de ces arguments est regroupée dans la deuxième partie, où sont examinés les réacteurs du futur.

D'autres arguments tenant aux facteurs humains, aux contraintes juridiques et financières sont également avancés.

Ces arguments sont décrits ci-dessous, sans appréciation de votre Rapporteur.

4.5.1. la perte de motivation et de savoir-faire que risque d'entraîner l'absence de perspective de redémarrage

Superphénix est - c'est admis aujourd'hui (voir deuxième partie) - un prototype industriel.

Le fait qu'il soit un prototype signifie qu'il ne faut pas attendre du réacteur une efficacité productive, une fiabilité technique et une rentabilité financière comparables à celles d'un équipement de série.

Le fait que Superphénix soit un prototype industriel signifie que l'objectif ultime du réacteur est bien de produire et - en l'occurrence - de produire de l'énergie.

Pour avoir rencontré des nombreux employés de NERSA sur le site de Creys-Malville - y compris le Comité d'Hygiène, de Sécurité et des Conditions de Travail - votre Rapporteur a pu mesurer combien l'ensemble des collaborateurs de Superphénix souhaitent se rapprocher de l'"acte de produire".

Placé à la frontière du développement et de la production, les responsables de Superphénix comme l'ensemble des salariés veulent ardemment démontrer que la centrale - dont ils font leur "chose" - peut fonctionner avec régularité et produire de l'électricité.

La prise en compte des impératifs de la sûreté n'a pas paru laisser à désirer chez aucun des responsables et de leurs collaborateurs.

Une lassitude apparaît toutefois chez beaucoup d'entre eux, non pas de devoir améliorer encore la sûreté mais d'avoir vu et de voir l'horizon de la production s'éloigner d'une manière répétée.

Le facteur humain est reconnu de plus en plus comme un élément clé de la sûreté nucléaire.

Certains experts pensent que la limite de rupture risque d'être franchie si l'horizon du redémarrage s'éloigne encore une fois ou n'est pas fixé sous des conditions clairement et limitativement énumérées.

Selon ces experts, les responsables de Superphénix, leurs collaborateurs et tout le personnel pourraient perdre leur motivation essentielle - faire la preuve que Superphénix fonctionne correctement et peut produire de l'électricité - .

En conséquence, de nouveaux risques apparaîtraient : celui d'une perte de vigilance pour les travaux de renforcement de la sûreté qu'il faut encore faire sur l'installation et celui d'une perte de vigilance voire de compétence d'autre part pour la future exploitation.

Ces éléments sont présentés par différents experts rencontrés par votre Rapporteur comme devant faire partie de l'analyse précédant la décision.

4.5.2. la date butoir du 3 juillet 1992

L'installation de Superphénix a subi de nombreuses modifications dans les dernières années, dont le remplacement du barillet par le Poste de Transfert du Combustible.

Il ne semble pas nécessaire qu'une enquête publique soit ouverte, du fait de ces modifications. En effet, selon le texte de l'article 3 du décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963,

"l'enquête publique n'est pas obligatoire pour une installation nucléaire de base ayant déjà fait l'objet d'une enquête préalable à une déclaration d'utilité publique, si l'installation est conforme au projet soumis à cette enquête ou si les modifications apportées n'affectent pas de façon substantielle l'importance ou la destination et n'augmentent pas les risques de l'installation".

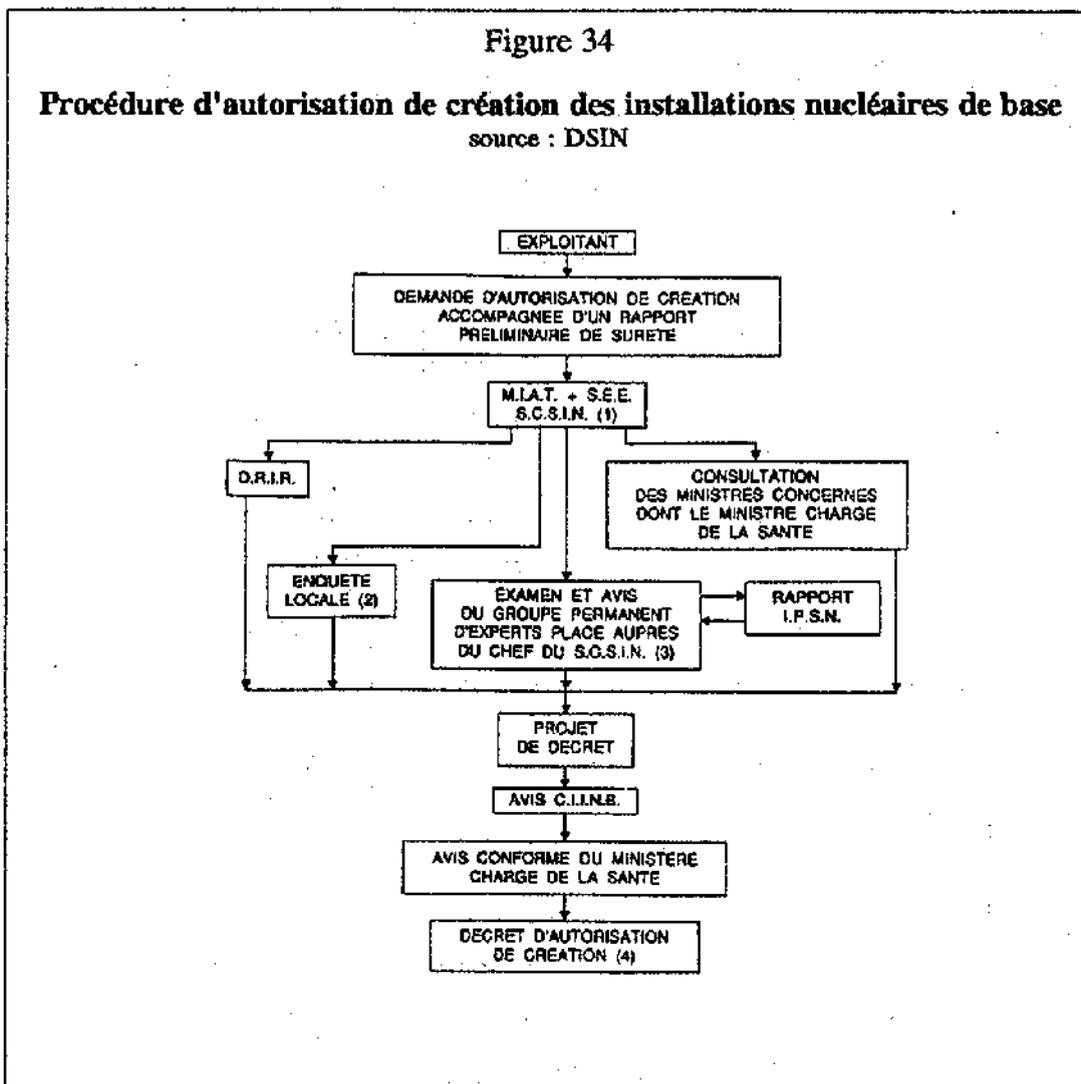
Le dernier arrêt de Superphénix s'est produit le 3 juillet 1990. Depuis lors la centrale n'a pas fonctionné.

L'article 6 du décret n° 63-1228 dispose, quant à lui, 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 incident survenant dans une installations nucléaire de base, celle-ci est détruite ou arrêtée pour une durée supérieure à deux ans".

En conséquence, si le redémarrage ne devait pas intervenir avant le début juillet 1992, l'ensemble de la procédure d'autorisation de création d'une installation nucléaire de base devrait être refaite, avec notamment l'enquête publique (voir figure ci-dessous [DSIN, op.cit.]).



4.5.3. les coûts financiers

Les contraintes financières de l'exploitation de Superphénix sont sévères. Elles renforcent la nécessité de conduire Superphénix vers l'état de sûreté et de fiabilité suffisant pour qu'il puisse effectivement produire de l'électricité et ce faisant amortir une partie de ses coûts.

Ces arguments émanent des exploitants.

Il est possible de faire une estimation des dépenses engagées sur Superphénix et de mesurer les conséquences d'un non-redémarrage de Superphénix..

Le coût de la centrale s'élève (voir chapitre V) à environ 28 milliards de Francs.

Le total des dépenses d'exploitation pour 1990 de la Centrale de Creys-Malville s'est élevé en 1990 à 3,795 milliards de F, se décomposant en 505

millions de francs de dépenses directes d'exploitation, 1,1 milliard de dotation aux amortissements et 1,4 milliard de francs de charges financières, selon le dossier préparé par l'exploitant pour la réunion du 8 octobre 1991 de la commission locale d'information [op.cit.].

L'ensemble des dépenses figurent dans le tableau ci-dessous.

Tableau 35

Dépenses d'exploitation de Superphénix en 1990

source : NERSA [op.cit]

Le total des dépenses d'exploitation pour 1990 s'est élevé à 3.795 MF se répartissant comme suit :

| | Montant | % |
|--|---------|---------|
| Dépenses Directes d'exploitation | 505 | 13,31 % |
| Charges fiscales (taxes professionnelle et foncière) | 59 | 1,55 % |
| Combustible | 30 | 0,79 % |
| Dotation aux amortissements | 1134 | 29,88 % |
| Charges financières | 1390 | 36,63 % |
| Provision pour démantèlement | 52 | 1,37 % |
| Charges diverses | 625 | 16,47 % |

Si l'on fait la somme des coûts d'investissement et des coûts d'exploitation assumés depuis le démarrage du projet, l'on arrive à un ensemble de dépenses effectuées de l'ordre de 50 milliards de F.

L'abandon de Superphénix non seulement représenterait une perte sèche d'environ 25 milliards de F pour EDF, mais également présenterait le danger de devoir rembourser certains partenaires de tout ou partie de leurs investissements.

EDF ne détient en effet que 51 % du capital de NERSA. ENEL dispose de 33 % et SBK de 16 %.

Or, ces différentes entreprises ou groupements d'entreprises évoluent dans des contextes économiques différents et poursuivent sans doute des stratégies distinctes.

Des tensions au sein du Conseil d'administration de NERSA pourraient apparaître à l'avenir, provenant principalement de certains actionnaires.

L'Italie a décidé par référendum à l'automne 1987 un moratoire pour le nucléaire. En outre le Gouvernement italien a décidé ultérieurement d'arrêter les chantiers de construction de réacteurs et de s'opposer à l'utilisation des tranches

en fonctionnement. Le devenir de Superphénix se pose en termes financiers et dans une moindre mesure en termes d'acquisition de savoir-faire technologique. Il n'est toutefois pas interdit de penser que l'Italie ne pose pas trop de difficultés quelles que soient les décisions prises.

Le cas de la RFA est en revanche plus délicat.

La RFA en effet a renoncé à regret à la mise en service du surgénérateur SNR 300 de Kalkar. A la suite de cette décision, la société SBK, impliquée tant à Kalkar qu'à Superphénix, si elle devait rembourser ses partenaires de Kalkar, pourrait exiger la même attitude de la part de NERSA dans le cas d'un abandon de Superphénix.

. le contentieux autour de Kalkar

Le cas du réacteur à neutrons rapides SNR 300 de Kalkar fournit un exemple qui pourrait se reproduire.

Le réacteur à neutrons rapides Kalkar, abandonné par la RFA, a été construit dans le cadre d'une société européenne, regroupant la RFA (68,5 % du capital), la Belgique (14,5 %), les Pays-Bas (14,5 %) et la Grande-Bretagne (2 %).

Après la décision d'abandon de la centrale, la Belgique fait savoir qu'elle souhaite rentrer dans ses fonds [76].

Le coût de construction de Kalkar est estimé à 25 milliards de F. La Belgique réclame le remboursement de 2,7 milliards de F.

Il n'est pas prouvé, étant donné le risque financier classiquement associé et admis pour ce type d'investissement, que la RFA doive rembourser ses partenaires. Toutefois, il est clair que la responsabilité des pouvoirs publics et en particulier des autorités du Land de Rhénanie-Nord Westphalie est engagée : leur refus persistant d'autoriser le chargement en combustible de l'installation est la cause directe de la décision d'abandon prise par le consortium SBK.

4.5.4. la protection des populations et de l'environnement : le cas du plutonium, les risques pour le personnel et les rejets globaux

Le débat sur Creys-Malville porte non seulement sur la sûreté de la centrale mais aussi sur les dangers que celle-ci pourrait faire peser sur l'environnement.

Les considérations sur les incidences du sodium sur la sécurité ont été traitées ci-dessus. D'autres critiques portent d'une part sur la présence de plutonium dans la centrale et les risques de rejet de cet élément hautement toxique et d'autre part sur les rejets globaux de la centrale.

4.5.4.1. le problème du plutonium

Une discussion est intervenue, directement et par médias interposés, entre la commission de recherche et d'information indépendantes sur la

radioactivité (Crie-Rad) et l'exploitant et l'autorité de radioprotection sur le problème du plutonium.

Les arguments des uns et des autres méritent d'être rapportés d'une part pour juger du cas de Superphénix et d'autre part pour entrevoir les améliorations indispensables dans le sens d'une plus grande transparence.

. Les conclusions de la Crie-Rad

En novembre 1990, la Crie-Rad conclut une étude radioécologique qu'elle a réalisée sur commande du Comité Malville. Les prélèvements sont réalisés en avril (eau, sédiments du Rhône, lichens, mousses, carottages de sol) et complétés en juillet.

Le rapport de la Crie-Rad comporte une comparaison des résultats obtenus avec ceux du SCPRI pour différents radioisotopes, et des analyses du plutonium.

Les analyses de plutonium sont effectuées par un laboratoire de l'université de Brême en Allemagne. Les méthodes utilisées sur les prélèvements de sédiments sont la séparation chimique et la spectrométrie alpha.

Les résultats sont les suivants :

| Position /centrale unité | Pu 238 mBq/kg | Pu 239/Pu 240 mBq/kg |
|--------------------------|------------------|-------------------------|
| amont | 10,63 | 104,43 |
| erreur absolue | 4,08 | 7,0 |
| aval | 24,85 | 243,69 |
| erreur absolue | 2,72 | 11,37 |

La conclusion de la Crie-Rad est la suivante :

"Le résultat des analyses montre un doublement de la quantité des plutoniums 238 et 239+240 en aval de la centrale par rapport à l'amont, ce qui témoigne des rejets en plutonium de cette installation.

Or, la centrale nucléaire de Creys-Malville n'a pas le droit de rejeter d'émetteurs alpha dans l'environnement ainsi que le stipule l'arrêté du 6 août 1985 relatif à l'autorisation de rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux".

En note, la Crie-Rad ajoute :

"- les mesures effectuées à la centrale de Fessenheim après 12 ans de fonctionnement font apparaître en amont et en aval des niveaux de plutonium comparables : 68 mBq/kg sec (+-18) en aval et 79 mBq/kg sec (+-15) en amont

- aucune des mesures effectuées dans les sédiments, tant à Fessenheim qu'à Golfech, n'ont montré de niveau de plutonium 239+240 aussi élevées qu'en aval de Creys-Malville".

Les résultats de l'analyse effectuée pour le compte de la Crii-Rad sont publiés dans la presse le 19 décembre 1990.

Le 24 décembre 1990, le SCPRI publie un communiqué qui dément le résultat de la Crii-Rad.

. l'analyse du SCPRI

Le raisonnement du SCPRI est en substance le suivant :

- au plan sanitaire, les niveaux annoncés en plutonium 239 (0,25 Bq/kg de sédiment sec en aval et 0,12 en amont) représentent une activité volumique infime dans l'eau du fleuve : un kg de sédiments correspond à plus de 500 m³ d'eau du Rhône;

- l'activité ainsi mise en évidence est inférieure de plusieurs ordres de grandeur à la limite réglementaire de 25 Bq de plutonium par litre dans l'eau potable

- quant à la différence entre l'amont et l'aval, elle n'est en tout état de cause pas significative sur deux mesures isolées et à aussi faible niveau

- le rapport isotopique du plutonium Pu 238/Pu239 + Pu 240 est de 0,04 dans les retombées des tests nucléaires atmosphériques de 1961 à 1963 (rapport 1982 du comité UNSCEAR des Nations Unis)

- le rapport isotopique du laboratoire de Brème montrent un rapport de l'ordre de 0,1 entre le Pu 238 et le Pu 239 + Pu 240. Ce rapport est identique dans les résultats des mesures sur les sédiments prélevés en amont et en aval de Superphénix

- or dans le combustible de ce réacteur, le rapport isotopique est nettement supérieur : 0,7 à 0,8. S'il y avait eu réellement fuite; le rapport isotopique en aval aurait dû être accru par rapport à l'amont.

Le communiqué du SCPRI conclut :

"en conclusion ces traces de plutonium proviennent des tests atmosphériques de 1961-1963. Les affirmations les rattachant au fonctionnement de la centrale de Creys-Malville sont sans fondement et contraires à la réalité scientifique".

. le dialogue entre la Centrale et la Crii-Rad

Le 8 avril 1991, la Crii-Rad, par courrier adressé au Directeur de la Centrale de Creys-Malville, avec copie adressée au Premier Ministre et au Président de la République,

"met en relief la présence de plutonium en 1990 dans les sédiments dans un rapport d'activité de 10,2 % \pm 1,6 %, un rapport très différent de celui des essais nucléaires aériens qui se situe autour de 3 % (3% Hardy, 3 à 5 % Martin, Thomas, 3 % Jammet, Mechali, Dousset)".

En réponse à la lettre de la Crie-Rad, la Direction de la centrale de Creys-Malville cite le communiqué du SCPRI en date du 24 décembre 1990 et *"rappelle que les résultats de tous les contrôles effectués mensuellement par le Centrale, concernant les rejets et l'environnement, sont disponibles sur minitel (code 3614 Magnuc)".*

La Crie-Rad remarque, en réponse, dans un courrier daté du 17 avril qu' *"aucun résultat de mesure de plutonium ne figure sur minitel, alors que vous y faites référence dans votre lettre et qu'en outre, aucun contrôle de plutonium n'apparaît sur les bulletins du SCPRI"*.

. les inconvénients des niveaux très faibles, des mesures globales et d'une information résumée

La discussion sur les teneurs en plutonium dans les sédiments du Rhône en amont et en aval de Creys-Malville est exemplaire à plusieurs titres des difficultés liées aux analyses des traces et à la communication sur ces sujets.

En premier lieu, il convient de rappeler que Creys-Malville, réacteur à neutrons rapides fonctionnant avec des assemblages combustibles formés d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium (environ 20 %).

A ce titre, sont présents dans le coeur du réacteur près de 4,8 tonnes d'équivalent plutonium 239.

Il convient de surveiller particulièrement ce type de combustible compte-tenu notamment de la toxicité du plutonium. La quantité maximale de plutonium 239 admissible dans l'organisme est de 0,68 microgrammes. La dose mortelle inhalée est estimée à 1 milligramme [D.BLANC et GSIEN, op.cit.]. Le risque élevé associé au plutonium provient du fait que cet élément émet des particules alpha très ionisantes et de faible parcours et qu'il possède une très longue période.

Or la mesure de la concentration de plutonium, présent à l'état de trace, est particulièrement complexe et onéreuse.

Selon plusieurs experts, seuls quatre ou cinq laboratoires dans le monde, possèdent les compétences et les équipements nécessaires pour effectuer des mesures fiables. Le laboratoire de l'université de Brême est reconnu comme l'un d'entre eux. Dans la discussion soulevée, la CRII-RAD a donc choisi un laboratoire crédible.

Dans une telle situation de présence d'éléments à l'état de trace, la situation et les méthodes de prélèvement présentent une importance capitale.

Afin d'évaluer les difficultés du cas évoqué à propos de Creys-Malville, votre Rapporteur a pris connaissance d'une part de la carte des prélèvements

faits par la CRII-Rad et d'autre part du point zéro écologique effectué avant l'installation et la mise en service de Superphénix.

Le rapport de la CRII-RAD fait état des prélèvements suivants :

- amont de la centrale : 1 prélèvement de sédiments de rive avec benne Eckman à 2 km en amont
- aval de la centrale : 4 prélèvements, dont 3 prélèvements de sédiments avec benne Eckman respectivement à 0,5 km, 2 km et 3 km en aval, et 1 prélèvement par carottage à environ 10 kms en aval,
- soit 1 prélèvement en amont et 4 prélèvements en aval.

. le point zéro communiqué à votre rapporteur

Par contrat, signé le 28 février 1980, le CEA a effectué pour le compte de NERSA, des mesures de concentrations en plutonium dans l'environnement du site de Creys-Malville, dont 3 mesures sur les sédiments (à environ 0,5, 4 et 10 km de la centrale). Le texte du rapport précise que *"les valeurs obtenues, avant la divergence de la centrale, constitueront une situation de référence compte tenu de l'existence des retombées de plutonium dues aux explosions atomiques aériennes dans l'hémisphère Nord"*.

Le rapport de l'IPSN précise que trois échantillons ont été constitué avec des granulométries différentes. Il est par ailleurs précisé que *"le stock d'où on a tiré ces échantillons par tamisage provient d'un mélange de l'ensemble des prélèvements de surface effectués sur le site. En général, les polluants métalliques tendent à se fixer préférentiellement sur les particules fines. C'est la raison pour laquelle on a choisi de mesurer les concentrations en plutonium pour ces échantillons"*[77].

Le rapport indique que *"l'isotope mesuré est le plutonium 239. Le plutonium 238 peut être considéré comme absent du site"*.

Le protocole expérimental est décrit dans le rapport de l'IPSN précité.

Il est indiqué que la limite de détection de cette mesure est de 1 pCi/kg sec, soit 37 mBq/kg sec.

Pourtant, les résultats obtenus pour les trois échantillons sont seulement décrits comme inférieurs à 370 mBq/kg sec pour chacun des trois prélèvements. Aucune valeur précise ou moyenne n'est donnée. Ceci rend bien sûr toute comparaison impossible avec des chiffres inférieurs qui pourraient être obtenus ultérieurement.

Prenant conscience que les résultats du point zéro ne peuvent suffire dans la discussion avec la CRII-Rad, l'exploitant demande au CEA de faire des mesures complémentaires. Leurs résultats sont connus en juin 1991.

Le tableau ci-dessous reprend les chiffres communiqués par l'exploitant, lors de la réunion de la commission locale d'information du 8 octobre 1991.

Ces mesures sont faites sur 5 prélèvements amont et 7 prélèvements aval.

Tableau 13
Résultats des mesures effectuées en juin 1991
 source : NERSA/CEA

COMMISSION LOCALE D'INFORMATION DU 8/10/91

Résultats de mesures

Mesures présentées par la C.L.I. - R.A.D. en décembre 1990

| | | Amont | Aval |
|---------------------|--------|-------|-------|
| Pu 238 | mBq/Kg | 10,6 | 24,8 |
| Pu 239 + 240 | mBq/Kg | 104,4 | 243,7 |
| R = 238 / 239 + 240 | | 0,1 | 0,1 |

Nota : 1 seul échantillon amont - 1 seul échantillon aval - granulométrie non précisée

Mesures C.E.A. (juin 91)

Mesures effectuées sur 5 prélèvements amont et 7 aval (mBq/Kg)

| | | Amont | | Aval | |
|-------------------|--------------------------|-------|------|-------|------|
| | | Mini | Maxi | Mini | Maxi |
| Pu 238 | mBq/Kg | 1 | 4,4 | 1 | 7 |
| Pu 239 + 240 | mBq/Kg | 20 | 90 | 30 | 150 |
| R = 238/239 + 240 | sur les valeurs moyennes | 0,041 | | 0,044 | |
| Granulométrie | % limons fins + argiles | 15,3 | | 27,3 | |

Nota 1 : - Les valeurs minimales correspondent à un pourcentage élevé de particules de taille importante (sables)
 - Les valeurs maximales correspondent à des particules fines.

Nota 2 : Le barrage de Villebois (aval) est devenu un lieu de sédimentation de particules fines.

On voit d'après ces mesures, qu'en amont, les concentrations de Pu238 varient entre 1 et 4,4 mBq/kg sec et en aval, entre 1 et 7 mBq/kg sec.

Les concentrations en plutonium 239 et plutonium 240 sont comprises en amont entre 20 et 90 mBq/kg et en aval, entre 30 et 150 mBq/kg sec.

Le rapport isotopique Pu 238/(Pu 239+Pu 240) calculé sur les valeurs moyennes est de 0,041 en amont et de 0,044 en aval.

L'exploitant indique en réunion de la commission locale d'information, que :

"l'ensemble des résultats démontre que la Centrale de Creys-Malville n'a aucun impact sur la concentration de Plutonium des sédiments du Rhône et confirme le communiqué du Ministère de la Santé publié le 23 décembre 1990".

. des comparabilités difficiles

En utilisant les informations initiales de la Crie-Rad et de Nersa, il était difficile de comparer les méthodes de prélèvement et les méthodes d'analyse, ainsi que les résultats.

Ni les points de prélèvement, ni le nombre de mesure, ni les méthodes ne pouvaient être identifiés comme équivalents.

Par ailleurs, il était paradoxal, pour le point zéro, d'utiliser une méthode avec une limite de sensibilité de 37 mBq/kg et d'afficher non pas des résultats précis avec une marge d'erreur absolue, mais un plafond de 370 mBq/kg. Cette situation ouvrait la voie à toute discussion à partir du moment où des chiffres inférieurs étaient trouvés postérieurement. La méthode de communication choisie ne permettait de savoir s'il y avait augmentation ou non.

En l'espèce, afin de garantir la comparabilité des mesures, il paraît nécessaire de recommander les différents points suivants :

- les méthodes utilisées pour la réalisation d'un point zéro doivent être les plus performantes du moment

- la plus large publicité doit être faite sur les résultats et les méthodes utilisées lors de la réalisation d'un point zéro.

- au cas où de nouvelles méthodes d'analyse plus précises apparaissent après la réalisation du point zéro, il convient de les utiliser immédiatement pour réaliser un point zéro relatif différé

- les chiffres communiqués doivent être des valeurs chiffrées assorties d'une marge d'erreur

. mesure globale enveloppe

Chaque mois, la centrale contrôle préalablement ses effluents pour déterminer s'il pourrait y avoir des rejets d'émetteurs alpha. Les arrêtés du 6

août 1985 indiquent en effet que les rejets d'effluents radioactifs tant gazeux que liquides, ne doivent en aucun cas ajouter d'émetteurs alpha à l'environnement.

Le SCPRI impose à la centrale d'utiliser une méthode et des appareils de mesure permettant une sensibilité de 2 Bq/l.

D'après les informations données à votre rapporteur, lors de sa visite de Creys-Malville, les services de radioprotection de la Centrale parviennent à atteindre une sensibilité de 0,8 Bq/l.

Par ailleurs, il a été certifié qu'aucune rupture de gaine d'assemblage de combustible ne s'était produite à Superphénix, depuis le démarrage de l'installation.

En utilisant ces méthodes plus performantes que celles demandées, la direction de Superphénix certifie ne jamais avoir rejeté d'émetteurs alpha. Le plutonium étant un émetteur alpha, il n'y a donc pas eu de rejets de plutonium.

Des mesures explicites, radio-élément par radio-élément, sont faites et méritent d'être publiées. Si à l'usage, elles s'avéraient insuffisamment exhaustives, il conviendrait de les enrichir.

. la publicité des mesures

Le principe de la transparence de l'information sur la radioactivité dans l'environnement est rappelé le 20 avril 1989 par le Premier Ministre dans une lettre adressée aux ministres concernés par le nucléaire.

Selon cette lettre, *"les résultats des mesures réalisées tant par les exploitants nucléaires, que dans leur fonction de surveillance générale de la radioactivité, par le SCPRI ou l'IPSN sont publics"*.

De fait, les rejets de la centrale de Superphénix sont présentés au public sur le service 3614 Magnuc.

Outre la mise à jour quelquefois déficiente (au 20 octobre 1991, seuls les chiffres du mois d'août 1991 sont présentés), les écrans proposés, normalisés et de structure identique quelle que soit la centrale, permettent de constater que globalement, la situation est satisfaisante.

Mais les écrans relatifs à Superphénix ne permettent pas de répondre à des questions de base comme "la centrale rejette-t-elle du plutonium"?

Il semble en conséquence nécessaire à votre rapporteur de recommander les actions suivantes :

- une meilleure mise à jour des écrans Magnuc en matière de radioprotection sur Superphénix

- une spécificité des écrans sur Superphénix, avec une publication de mesures sur les émetteurs alpha

- une diffusion de mesures faites selon un calendrier acceptable sur le plan financier, sur le plutonium amont et aval dans les sédiments, selon un protocole expérimental voisin de celui du point zéro mais amélioré.

4.5.4.2. les risques pour le personnel

Selon les informations données à votre Rapporteur, les risques associés aux rayonnements présents sur l'installation sont très réduits.

Pour une population de 1000 agents, la dose collective reçue par l'ensemble du personnel, s'élève à 1 rem par an.

Pour certains membres du Comité d'Hygiène et de Sécurité et des Conditions de travail de la centrale de Creys- Malville, les avantages de la filière neutrons rapides en matière de radioprotection sont mal connus et constituent l'un de ses avantages notoires [78].

4.5.4.3. les rejets globaux

Les rejets autorisés sont fixés en quantités maximales et en radioactivité volumique ajoutée au milieu naturel.

Le tableau suivant donne les chiffres formant limite maximale et les résultats enregistrés en 1990.

Tableau 14
Autorisations de rejets et résultats pour 1990
source : NERSA

| | | quantité maximale annuelle autorisée | résultats 1990 quantités rejetées | radioactivité volumique |
|------------------------|--|---|--------------------------------------|----------------------------|
| rejets gazeux | | | | |
| | halogènes gazeux et aérosols | 5 Bq | 0,01 Bq | 0,005 Bq/m ³ |
| | gaz rares et tritium | 220 TBq | 47 TBq | 200 Bq/m ³ |
| rejets liquides | | | | |
| | tritium | 250 GBq | 0,10 GBq | 40 Bq/l |
| | radioéléments autres que le tritium, le potassium 40 et le radium | 15 TBp | 0,060 TBq | 0,4 Bq/l |

Rappelons qu'aucun rejet d'émetteur alpha n'est autorisé. Par ailleurs, aucun rejet liquide n'est pratiqué pour des débits du Rhône inférieurs à 130 m³/seconde ou supérieurs à 900 m³/seconde.

Les résultats 1990 de Creys-Malville en matière de rejets sont nettement en dessous des normes de rejet. Toutefois, il est nécessaire de remarquer que ces résultats sont relatifs à une production d'électricité limitée au mois de juin.

Rien ne permet de dire que les normes ne seraient pas respectées en cas de production soutenue d'électricité.

Mais la réduction continue des rejets - même très en dessous des limites - est un impératif pour Superphénix comme pour les autres installations nucléaires.

5. LE BON FONCTIONNEMENT DU SYSTEME DE CONTROLE DE LA SURETE

En présentant ces longs développements sur la situation de Superphénix, votre Rapporteur a souhaité, dans le souci de transparence qui est celui de l'Office, donner les pièces de ce dossier complexe.

Compte-tenu des implications des décisions à prendre pour Superphénix, votre Rapporteur a tenu à suivre dans le détail le fonctionnement du système de contrôle de la sûreté.

Il apparaît clairement à l'issue de cet examen que l'autorité de sûreté joue pleinement le rôle qui lui est confié par les textes.

Un échelon très important et pourtant mal connu de l'opinion est celui des groupes permanents. S'agissant de Superphénix, le groupe permanent compétent est le groupe permanent réacteurs.

Les réunions du groupe permanent des 10 et 17 octobre 1991 consacrées à Superphénix ont démontré l'utilité centrale de ce groupe pour l'examen d'une situation complexe au plan de la sûreté.

Ce groupe d'experts a été à même d'examiner au fond et en toute indépendance les questions actuellement posées par le réacteur à neutrons rapides Superphénix.

De son côté, l'autorité de sûreté, présente aux réunions des groupes, et en particulier à celles d'octobre 1991 a posé les questions fondamentales de sûreté et a reçu des réponses éclairées.

Par ailleurs, l'autorité de sûreté dans ses demandes à l'exploitant, s'est abstenue d'alourdir au delà de ce que le groupe permanent demandait, la charge des études et travaux à réaliser pour mettre la sûreté au niveau souhaitable.

Dans ces conditions, votre Rapporteur estime que le système de contrôle de la sûreté a travaillé en conformité avec les textes et dans l'esprit de sa mission.

Votre Rapporteur fait toutefois une recommandation celle-là qui entre dans la vocation de l'Office : les travaux des groupes permanents devraient être mieux connus et mieux diffusés, car cette instance est à la fois celle où se tiennent les débats les plus approfondis et les plus importants pour la sûreté.

Cette recommandation, à la satisfaction de votre Rapporteur et de l'Office, est déjà entrée en vigueur, grâce à M. le ministre de l'industrie qui a accepté qu'il en soit largement rendu compte dans ce rapport.

CHAPITRE V

LA NECESSITE DU RENFORCEMENT ET DE L'OUVERTURE DE L'AUTORITE CHARGEE DE LA RADIOPROTECTION

Introduction

Le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) joue un rôle fondamental dans le contrôle de la sécurité des installations nucléaires dans notre pays.

Ses domaines d'action sont l'hygiène générale dans le domaine de la radioprotection des populations, l'hygiène professionnelle des travailleurs exposés, l'agrément des installations médicales et le contrôle des installations nucléaires.

Le SCPRI a une mission fondamentale pour la radioprotection de la population et des travailleurs du nucléaire

. la responsabilité de la mise en oeuvre de la radioprotection générale

D'après le décret du 18 avril 1988, le SCPRI effectue des recherches en radioprotection, propose toute mesure permettant de l'améliorer et donne son avis sur les projets de textes réglementaires ou accords internationaux sur la radioprotection.

Le SCPRI contribue à la formation et à l'information en radioprotection, organise la veille permanente et propose les mesures à prendre en cas d'accident.

. la responsabilité de la radioprotection des travailleurs

D'après les décrets des 2 octobre 1986 et du 6 mai 1988, le SCPRI vérifie l'efficacité des moyens de radioprotection utilisés et enregistre les

résultats de la surveillance de l'exposition des travailleurs, en liaison avec les médecins du travail.

Le SCPRI participe au Conseil supérieur de la prévention des risques professionnels.

. l'agrément des installations radiologiques médicales

L'arrêté du 23 avril 1969 confie au SCPRI un rôle déterminant dans l'agrément et le contrôle des installations de radiologie et de médecine nucléaire.

. le contrôle des installations nucléaires

Le SCPRI est l'élément d'instruction des demandes d'autorisation de création d'installations nucléaires de base. D'après le décret du 11 décembre 1963, l'avis conforme du ministre chargé de la santé est requis.

Le SCPRI met en oeuvre la réglementation fondée sur les décrets des 6 novembre et 31 décembre 1974 et la loi du 25 juillet 1980 sur les rejets d'effluents radioactifs.

Les agents du SCPRI sont notamment chargés de surveiller, en tant que fonctionnaires commissionnés, l'application de la réglementation concernant les rejets d'effluents.

. les recommandations du rapport 1990 de l'Office

Dans son rapport 1990 sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, l'Office parlementaire a examiné à la fois les textes régissant le SCPRI et le fonctionnement de cette institution.

Au terme de l'examen de cette question, l'Office proposait une réforme du SCPRI, selon les attendus et les voies suivantes :

"L'autorité chargée du contrôle de la radioprotection doit être incontestée et les mesures qu'elle publie incontestables.

1ère étape : instaurer une double tutelle sur le SCPRI, du ministère de la santé et du ministère de l'environnement

2ème étape : doter le SCPRI d'un statut législatif.

Ce statut devra prévoir un conseil scientifique composé d'experts de plusieurs disciplines et d'experts internationaux et chargé de rendre public les méthodes de contrôle du SCPRI, de les discuter et d'en assurer l'harmonisation éventuelle avec les autres organismes européens de surveillance de la radioactivité.

3ème étape : transformation en établissement public industriel et commercial

4ème étape : accroître les moyens financiers du SCPRI".

Le diagnostic fait par l'Office notait dans son rapport 1990 la difficulté de voir l'autorité chargée de la radioprotection reconnue par l'ensemble des associations de protection de l'environnement comme par l'ensemble des médias, s'est trouvé confirmé en 1991.

. la formulation en 1991 des intentions précédemment exprimées

Le SCPRI a encore été à plusieurs reprises en 1991 au centre de critiques souvent violentes formulées par la presse et différentes organisations de protection de l'environnement.

C'est dans ce climat de polémique et de mise en cause que votre Rapporteur a prolongé les investigations de l'Office sur les voies et moyens de remédier à la situation actuelle.

La méthode de travail de votre Rapporteur a été la suivante :

- visite approfondie des installations du SCPRI
- visites des laboratoires de contrôle des rejets des installations nucléaires visitées
- entretiens avec les responsables d'installations nucléaires de base visitées.

Le contrôle exercé par le SCPRI sur les exploitants est permanent et précis.

La mise en cause de la crédibilité du SCPRI ne doit conduire ni à un changement de tutelle ni à un affaiblissement de cette autorité de protection contre les rayonnements ionisants indispensable à la sécurité nucléaire.

Dans l'éventuelle modification de statut du SCPRI, il semble déterminant à votre Rapporteur de formuler clairement les objectifs et donc les principes de la réforme.

Il est également fondamental de préciser non seulement le statut mais aussi les moyens nécessaires à l'accomplissement des missions données au SCPRI.

Enfin, il faut assurer l'ouverture du SCPRI, dans le respect de ses contraintes spécifiques de fonctionnement, en réunissant autour de lui un ensemble de compétences.

1. OBJECTIFS ET METHODES D'UNE EVENTUELLE REFORME DU SCPRI

Les propositions qui sont formulées dans la suite visent à atteindre les objectifs suivants : une efficacité encore accrue de l'autorité chargée de la radioprotection et une reconnaissance de celle-ci non seulement par les exploitants mais également par les médias et l'opinion publique.

Différents choix de méthode doivent être explicités.

1.1. ne pas interrompre ou fragiliser le contrôle

Le SCPRI assure une tâche de grande ampleur, quotidienne et régulière, de contrôle de la dosimétrie du personnel et des rejets des installations nucléaires de base.

D'après les chiffres donnés par le SCPRI [79], celui-ci, chaque année, distribue, traite et interprète 1 200 000 dosimètres individuels, contrôle 4 500 personnes par radioanalyse et spectrométrie humaine, analyse 50 000 prélèvements et contrôle 3 000 installations de radiologie médicale.

Parmi les réalisations récentes du SCPRI, il faut citer d'une part la conception, la construction et la mise en oeuvre d'une série de véhicules d'intervention en cas d'incident nucléaire permettant le contrôle de 15000 personnes en 24h et d'autre part la mise en service du réseau TELERAY de télémessure de la radioactivité dont les résultats sont consultables sur minitel.

La continuité des travaux du SCPRI est indispensable au fonctionnement de l'ensemble du secteur de l'énergie nucléaire, de la médecine nucléaire, de la radiologie et de la radiothérapie.

Le SCPRI, pour mener à bien cette tâche de grande ampleur, a bâti une organisation de type industrielle, avec des personnels peu nombreux (150 personnes : médecins, biologistes, ingénieurs et techniciens spécialisés), d'une productivité et d'un dévouement qui font honneur au service public.

Il importe que toute évolution garantisse un fonctionnement sans heurt et continu du fonctionnement du service, faute de quoi c'est la sécurité du nucléaire qui serait mise en cause. Ceci exclut donc, selon votre Rapporteur, toute évolution qui ne serait pas discutée avec le personnel et qui ne bénéficierait pas d'un accord minimum entre toutes les parties prenantes.

A cet égard, il faut citer le malheureux exemple de la création de l'Agence de l'Environnement. Disposer en France d'une grande agence de l'environnement, dotée de compétences multi-disciplinaires, est à l'évidence une idée séduisante. Les difficultés à la faire naître montrent à la fois l'importance de la concertation mais aussi la difficulté de vérifier en pratique des idées théoriques de cohérence et de complémentarité des tâches.

Un autre élément doit être versé au dossier : c'est la réputation flatteuse dont bénéficie le SCPRI à l'étranger et dans les organisations internationales.

Si le SCPRI est souvent mis en cause par les médias et certaines associations de protection de l'environnement dans notre pays, il est nécessaire de noter que ce service fait référence au plan international.

Le SCPRI est le centre international de référence de l'Organisation Mondiale de la Santé (OMS) pour les mesures de radioactivité.

A ce titre, il coordonne les intercomparaisons des services de radioprotection de plus de 30 pays dans le monde, dont les Etats-Unis, le Japon et l'URSS, en particulier dans le domaine de radioactivité alimentaire. L'Organisation Mondiale de la Santé (OMS), le Programme des Nations Unies pour l'Environnement (PNUE) et l'Organisation Météorologique Mondiale (OMM) ont décidé en 1991 de confier au SCPRI la responsabilité de la gestion du réseau GERMON de surveillance de la radioactivité atmosphérique mondiale.

1.2. réaffirmer la responsabilité directe de l'Etat en matière de radioprotection

La protection de la santé des Français vis-à-vis des risques nucléaires fait partie intégrante des missions de l'Etat.

Ce choix de base doit être réaffirmé. La responsabilité de l'Etat est directement en cause, à la fois au niveau de la réglementation et au niveau du contrôle du respect de cette réglementation. Déléguer l'une ou l'autre ou les deux de ces deux responsabilités à tout autre organisme ou instance ne pourrait être interprété que comme un recul de la responsabilité directe de l'Etat.

1.3. une responsabilité en matière de réglementation et de contrôle qui ne peut appartenir qu'aux ministres de la santé et du travail

Un autre aspect essentiel résulte de la nature de l'administration en charge de l'exercice de la responsabilité de la radioprotection. Ce sont les ministères de la santé et du travail qui en sont en charge.

Non seulement cette disposition doit être conservée mais réaffirmée et inscrite davantage dans les faits. La radioprotection garantit en effet la santé des individus - travailleurs et population -.

Ainsi que cela figure dans de nombreux documents écrits du SCPRI et notamment dans une brochure intitulée Nucléaire et Santé Publique [80], *"la radioprotection est de la responsabilité de médecins qualifiés en radiobiologie, radiotoxicologie, radiopathologie notamment, totalement indépendants des impératifs de la production nucléaire. Il est légitime qu'elle ressortisse exclusivement de la responsabilité de ministres chargés de la protection sanitaire, aussi bien des travailleurs que de la population"*.

Comme il a été dit plus haut, la responsabilité de l'élaboration de la réglementation appartient par essence à l'Etat. Votre Rapporteur estime que la responsabilité du contrôle et de sa mise en oeuvre lui incombent également.

Mais cette responsabilité de l'Etat et son action pour l'assumer doivent également être mieux connus de nos concitoyens.

Ceci passe à l'évidence par une présence accrue du ministre de la santé dans le champ des problèmes de radioprotection.

Le SCPRI est l'appui technique. Il ne peut être laissé seul à communiquer sur les questions de radioprotection.

Votre Rapporteur appelle de ses vœux à cet égard une présence accrue du ministre de la santé et du ministre du travail dans ce domaine.

1.4. ne pas séparer la réglementation du contrôle

Un dernier point de méthode paraît essentiel à votre Rapporteur.

La radioprotection met en oeuvre un ensemble de méthodes et de technologies de haut niveau.

Les bases scientifiques des méthodes d'analyse sont pour la plupart aujourd'hui au point. Toutefois, s'agissant des effets des radioéléments sur la santé et l'environnement, le champ de la connaissance n'est pas totalement exploré. La réglementation doit donc suivre les progrès de la connaissance.

Par ailleurs, les technologies utilisées dans la pratique sont évolutives. De même, la nature des rayonnements et rejets pour une application peut évoluer en fonction de l'évolution des techniques.

Une bonne réglementation suppose donc une connaissance parfaite de l'état actuel des techniques et de leurs perspectives de progrès.

Par ailleurs, une réglementation efficace suppose aussi une connaissance rapprochée des pratiques des exploitants et donc une présence directe sur le terrain.

Une séparation des fonctions de réglementation et de contrôle peut produire des réglementations irréalistes - trop vertueuses ou à l'inverse trop laxistes - et donc inefficaces.

C'est pourquoi votre Rapporteur pense qu'il serait contre-productif de séparer les tâches de réglementation de celles du contrôle proprement dit du respect de cette réglementation.

Sur la base de l'ensemble de ces objectifs et des méthodes à suivre, une série de recommandations sont présentées dans la suite.

2. CREER UNE DIRECTION DE PLEIN EXERCICE CHARGÉE DE LA RADIOPROTECTION AU MINISTÈRE DE LA SANTÉ

Le SCPRI est actuellement sous la double tutelle du ministère de la santé et du ministère du travail.

Un certain nombre des difficultés actuelles du SCPRI proviennent d'une communication brouillée où interfèrent, avec les problèmes de protection

sanitaire, des considérations sur la sûreté de l'énergie nucléaire et l'opportunité de son emploi.

Comme l'indique la place du SCPRI dans l'organisation administrative française, les avis et les décisions du SCPRI sont exclusivement motivés par des considérations de santé publique.

2.1. la Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants directement rattachée au ministre de la santé

Votre Rapporteur estime qu'il est nécessaire d'une part de renforcer la radioprotection au sein du ministère de la santé et d'autre part d'augmenter la connaissance par le public de la responsabilité de ce ministère dans ce domaine.

Votre Rapporteur propose donc de créer une **Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants au ministère de la Santé, directement rattachée au ministre**, et mise à disposition, en tant que de besoin, du ministre du travail.

La Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants est chargée de la définition de la réglementation et de son application.

La DPRI se voit dotée de pouvoirs de police des installations nucléaires de base et des installations mettant en jeu des rayonnements ionisants énergétiques dangereux pour l'homme.

La DPRI reçoit pouvoir, par délégation des ministres de la santé et du travail, de suspendre, temporairement et à titre conservatoire, l'activité des installations dont le fonctionnement met en danger la santé des travailleurs et la sécurité de l'environnement.

Par ailleurs, le Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants anime la commission qui propose au ministre l'agrément de laboratoires homologués en matière de mesures de radioactivité dans l'environnement - voir plus loin -.

Votre Rapporteur préconise en effet un pluralisme nécessaire en matière de mesure de radioactivité. Mais ce pluralisme ne peut être réel et utile que si la comparaison est possible sur des bases scientifiques. Il faut donc une autorité chargée de mettre en place des bases de comparaison.

Seule la DPRI peut prendre en charge une telle tâche.

2.2. le SCPRI, appui technique de la DPRI

Le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) constitue l'appui technique de la DPRI.

Le SCPRI est chargé du contrôle de la radioprotection des travailleurs et du contrôle des installations nucléaires.

2.3. un système de contrôle de la sécurité symétrique de celui de la sûreté

Le système proposé conduit à une organisation des autorités de sécurité symétrique de celle de la sûreté, avec d'une part :

- la DSIN, autorité de sûreté directement rattachée au ministre de l'industrie et mise à disposition du ministre de l'environnement et d'autre part, dotée de l'appui technique de l'IPSN

- la DPRI - Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants -, directement rattachée au ministre de la santé et mise à disposition du ministre du travail, pour tous les aspects santé-sécurité du travail, dotée de son appui technique

Mais cette transformation de structure administrative serait inutile si parallèlement les moyens et les modes de fonctionnement du SCPRI n'étaient pas modifiés.

3. LA NECESSITE DE RENFORCER LES MOYENS HUMAINS ET BUDGETAIRES DU SCPRI

Les moyens tant humains que budgétaires mis à la disposition du SCPRI n'ont connu depuis 10 ans qu'une progression inférieure à celle des prix.

Ainsi, en 1982, le budget primitif s'élevait à 43,088 millions de francs et le total des décisions modificatives 1 et 2 à 21,994 millions, soit un total budgétaire de 65,082 millions de francs [81].

Pour 1991, les prévisions budgétaires s'élevaient à 54,561 million de francs et les décisions modificatives 1 et 2 à 10,498 millions de francs, soit un total de 65,059 millions de francs [82].

A titre indicatif, l'indice des prix du PIB en base 100 pour 1980, était de 124,45 en 1982 et atteignait 183,44 en 1990 [83]. L'indice des prix à la consommation de l'Insee en 296 postes et base 100 en 1980 valait quant à lui 131,3 en décembre 1982 et atteignait 190,6 en septembre 1991.

Si le SCPRI assure ses tâches de contrôle avec un haut niveau de productivité par employé, il n'est toutefois pas en mesure avec ses moyens actuels d'intégrer les dernières avancées techniques dans les domaines de l'informatique, des télécommunications et du télétraitement.

Il convient en conséquence d'accroître les moyens de la DPRI afin de le mettre en situation de faire évoluer ses moyens de traitement de l'information.

Ceci est d'autant plus nécessaire que le marché unique pourra conduire la DPRI à suivre des populations de travailleurs exerçant leur activité sur plusieurs territoires nationaux. Les besoins d'interconnexion de fichiers et de traitement de données augmenteront et devront être couverts.

Par ailleurs, considérant la stabilité des effectifs budgétaires depuis une dizaine d'années, il convient d'assurer à la fois l'embauche de jeunes spécialistes et la mobilité des personnels de la DPRI par le détachement dans d'autres administrations ou dans des instituts de recherche ou des entreprises publiques, afin d'assurer le renouvellement des compétences.

4. DEVELOPPER A LA DPRI LES ETUDES EPIDEMIOLOGIQUES

La question du suivi médical des populations vivant dans le voisinage d'installations nucléaires est régulièrement évoquée, soit sur la base d'observations relatives à une installation particulière, soit sur celle d'études scientifiques dont certaines ont une grande rigueur et couvrent une série d'installations.

4.1. les études portant sur une installation particulière

Parmi les premières études, d'un champ limité, figurent les observations faites en Grande-Bretagne sur une augmentation de la mortalité par leucémie chez les sujets jeunes, particulièrement chez les enfants de moins de 10 ans [84] et [85].

Une autre étude - réalisée aux Etats-Unis et publiée en mars 1991 - porte sur les taux de mortalité par cancer observés parmi le personnel du laboratoire du Département d'Energie (DOE) à Oak Ridge (TN) [86].

L'étude porte sur 1524 décès enregistrés jusqu'en 1984 parmi les 8318 personnes ayant travaillé à Oak Ridge entre 1943 et 1972. Sur ces 1524 décès, 346 ont été attribués à un cancer.

Les principales conclusions de cette étude sont les suivantes [B. DE GALASSUS et V. ROBERT, op.cit.] :

- le taux de mortalité par cancer de la population étudiée est inférieur à celui de l'ensemble de la population des Etats-Unis; ceci s'explique par le fait que les travailleurs du nucléaire sont mieux suivis sur un plan médical
- le risque augmente avec la dose de radiations accumulée et avec la durée écoulée depuis la fin de la période d'exposition; considérant un

temps de latence moyen de 20 ans, l'étude note une augmentation, par rem d'exposition, de 2,68 % du nombre de décès, toutes causes confondues et de 4,94 % pour ce qui concerne les morts par cancers

- le nombre de décès par leucémie enregistrés parmi les travailleurs d'Oak Ridge soit 28 est supérieur de 63 % à la moyenne nationale mais aucune relation n'a pu être établie pour cette pathologie avec la quantité de radiation accumulée; le faible nombre permet difficilement une interprétation scientifique et les rapporteurs n'ayant pas eu accès aux dossiers médicaux des personnes considérées, les variations enregistrées par rapport à la moyenne nationale peuvent être imputables à d'autres facteurs que l'exposition aux radiations (tabagisme ou ingestion de matières chimiques cancérigènes)
- les rapporteurs n'affirment ni n'infirmement une quelconque relation directe de causalité entre le risque par cancer et la dose de radiation accumulée.

4.2. l'étude générale du National Cancer Institute des Etats-Unis

Parmi les études aux bases étendues figure celle entreprise aux Etats-Unis par l'Institut National du Cancer auprès des populations vivant près des 62 installations en service avant 1982. Les installations concernées prises en compte sont les suivantes : centrales électronucléaires commerciales et installations du Département de l'Energie relatives au retraitement, à la séparation isotopique, et autres activités mettant en oeuvre des produits ou matériaux radioactifs [87].

Plus de 900 000 décès par cancer ont été étudiés entre 1950 et 1984, dans 107 comtés comprenant des installations nucléaires. Les résultats de chaque comté ont été comparés avec ceux de trois comtés de référence de la même région. Au total 1 800 000 décès par cancer sont survenus dans l'ensemble des comtés de référence.

Aucune preuve n'a pu être trouvée d'une fréquence de la leucémie ou d'aucune autre forme de cancer, supérieure dans les comtés comprenant une installation nucléaire par rapport à la fréquence observée dans les comtés de référence.

S'agissant des leucémies chez les jeunes, le risque relatif dans les comtés étudiés - par rapport aux comtés de référence - est passé d'une valeur de 1,08 avant le démarrage de l'installation, à 1,03 après son démarrage. Pour les leucémies à tout âge, le risque relatif est passé de 1,02 avant le démarrage à 0,98 après le démarrage.

D'autres résultats de cette étude montrent que certains comtés ont des taux de cancer plus élevés et d'autres moins élevés, avant ou après l'entrée en service. Les comparaisons faites ne montrent aucune preuve d'un lien de cause à effet entre les installations considérées isolément et les taux de cancer.

Les limitations méthodologiques de cette étude sont les suivantes : une approche par corrélation d'une part, et d'autre part, des zones géographiques étendues . L'étude ne peut pas prouver l'absence de tout effet - *"the study cannot prove the absence of any effect. However, if any excess cancer risk was*

present in US counties with nuclear facilities, it was too small to be detected by the methods employed in the survey" [IAEA, op.cit.].

4.3. attribuer à la DPRI la responsabilité de la mise en oeuvre d'études épidémiologiques sur les risques induits

Les brefs exemples d'études épidémiologiques citées plus haut montrent qu'il est difficile de parvenir d'une part à des conclusions définitives sur les risques induits par l'exposition à de faibles doses de rayonnements ionisants et d'autre part que nombreuses sont les études portant sur ce sujet particulièrement important, qui présentent des faiblesses méthodologiques.

Dans ces conditions, votre Rapporteur estime que la France devrait apporter sa pierre à la connaissance des risques induits.

Concrètement, la DPRI devrait voir dans ses attributions la promotion et la réalisation d'études épidémiologiques permettant d'avancer dans la connaissance des risques induits par la radioactivité.

5. QUATRE GROUPES PERMANENTS AUTOUR DU DIRECTEUR DE LA DPRI

La DPRI doit enfin être placée au centre d'un réseau de compétences dont elle puisse bénéficier dans sa tâche de définition et de mise en oeuvre de la réglementation.

A cet effet, il est créé, auprès du Directeur de la Protection contre les Rayonnement ionisants, **quatre groupes permanents** chargés de l'étude des problèmes que posent en matière de sécurité des personnels, de la population et de l'environnement, la création, la mise en service, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif et le déclassement des installations nucléaires de base et de leurs annexes et de toute installation comportant des appareils produisant des rayonnements à usage médical ou industriel.

Les quatre groupes permanents traitent respectivement des questions suivantes :

- **épidémiologie** et étude générale des effets sur la santé des rayonnements ionisants
- **santé et sécurité des travailleurs des installations nucléaires de base et des populations concernées par ces installations**
- **santé et sécurité des travailleurs des autres installations utilisant des sources permanentes ou temporaires de rayonnements ionisants**
- **effets des rejets de radioéléments sur l'environnement.**

Les présidents des groupes permanents sont respectivement nommés, pour une durée de trois ans renouvelable et sur proposition du Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants, par le ministre de la santé pour le groupe permanent "épidémiologie", par les ministres de la santé et du travail pour les groupes permanents "installations nucléaires de base" et "autres installations utilisant des sources permanentes ou temporaires de rayonnement" et par les ministres de la santé et de l'environnement pour le groupe permanent "environnement".

Le Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants assiste aux réunions des groupes permanents. Le SCPRI joue le rôle de rapporteur lors des séances des groupes permanents.

La composition des groupes permanents est fixée par décision ministérielle selon les attributions indiquées ci-dessus pour la nomination des présidents.

6. DEVELOPPER LE PLURALISME DES MESURES SUR DES BASES METHODOLOGIQUES CLAIRES

Le décret n° 88-715 du 9 mai 1988 a prévu une méthode d'harmonisation des mesures de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation, ainsi qu'une procédure de délivrance de certificats de qualification aux laboratoires qui souhaiteraient voir leur compétence homologuée par l'administration.

Selon votre Rapporteur, les dispositions prises vont en théorie dans le sens de l'intercomparaison souhaitable des méthodes de mesure et du pluralisme.

Dans la pratique, les mécanismes prévus n'ont pas permis l'émergence du pluralisme souhaité et nécessaire à la transparence de l'information et au contrôle démocratique. Ces mécanismes doivent donc être réformés.

6.1. la méthode d'harmonisation des mesures

Le principe de la démarche est le suivant :

- l'harmonisation des mesures est assurée par la mise en oeuvre de programmes d'intercomparaison

- les modalités des programmes d'intercomparaison et de leur mise en oeuvre sont fixées par arrêté conjoint des ministres de la santé, de l'agriculture et de la répression des fraudes, pris après avis de la commission interministérielle d'harmonisation des mesures de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation.

La commission interministérielle d'harmonisation des mesures de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation est ainsi composée :

- un conseiller d'Etat, président, désigné sur proposition du vice-président du Conseil d'Etat
- un membre de l'Académie nationale de médecine désigné par elle parmi ses membres
- un membre de l'Académie des sciences désigné par elle parmi ses membres
- un représentant du ministre chargé de la santé
- un représentant du ministre de l'intérieur
- un représentant du ministre chargé de l'industrie
- un représentant du ministre chargé de l'agriculture
- un représentant du ministre chargé de l'environnement
- un représentant du ministre chargé de la repression des fraudes
- le directeur du service central de protection contre les rayonnements ionisants.

6.2. la qualification de laboratoires

Différents laboratoires possèdent en France les équipements et les compétences nécessaires pour faire une partie des mesures de contrôle de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation.

C'est dans la perspective de mettre en place les bases d'un pluralisme de l'information que le décret n°88-715 du 9 mai 1988 prévoit la délivrance de certificats de qualification technique à ces laboratoires extérieurs.

Toute procédure de qualification en la matière doit avoir deux objectifs : d'une part octroyer un label de qualité qui permet l'information du client et d'autre part, permettre une comparabilité des résultats en définissant des protocoles expérimentaux communs. Selon le texte du décret, *"le certificat de qualification technique est délivré, après instruction de la demande par le SCPRI et avis de la commission interministérielle d'harmonisation des mesures de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation"*.

Certains laboratoires, dans le but d'apporter leur contribution au débat et de se procurer des ressources additionnelles, ont sollicité et obtenu leur certification.

Des certificats de qualification technique ont été donnés à différents laboratoires, par les arrêtés du 7 août 1991. Ces laboratoires sont les suivants :

- Centre de recherche nucléaire de Strasbourg Cronembourg - IN2P3 de Strasbourg
- Institut de physique nucléaire de Lyon - IN2P3 de Lyon
- IN2P3 de Modane
- SMSR de Montlhéry
- LHVP de Paris
- SERE de Cadarache.

Parmi ces laboratoires, figurent trois centres appartenant à l'IN2P3. L'IN2P3 - Institut national de physique nucléaire et de physique des particules - est, rappelons-le, un institut national du CNRS qui a pour objet de développer et de coordonner les recherches poursuivies dans le domaine de la physique nucléaire et de la physique des particules, au sein des organismes placés sous l'autorité ou la tutelle du ministre de l'éducation nationale, de la jeunesse et des sports et du ministre de la recherche et de la technologie.

D'autres laboratoires, notamment ceux consultés par des associations de protection de l'environnement, refusent d'engager le processus de certification.

Ce refus est motivé par le fait que le SCPRI, octroyant le certificat de qualification, serait à la fois juge et partie. Le refus de certains laboratoires participant directement ou indirectement au débat public est à tout le moins porteur d'un grave inconvénient : celui de nuire à la certitude que l'on peut avoir que les données comparées sont bien comparables, en raison d'une similitude de méthodologie, allant des protocoles de prélèvement jusqu'aux méthodes d'analyse.

Il faut donc d'une part améliorer l'information sur l'existence de laboratoires qualifiés et d'autre part faire évoluer la procédure de qualification des laboratoires.

6.3. mettre en place un réseau national dynamique de mesures de radioactivité

Votre Rapporteur propose que le ministre de la santé soit directement chargé de mettre en place un réseau de laboratoires agréés pour les mesures de radioactivité dans l'environnement.

Il est nécessaire que l'agrément soit donné par le ministre de la santé lui-même, après avis d'une commission d'agrément. Votre Rapporteur propose que cette commission d'agrément soit composée du Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants et des Présidents des quatre groupes permanents.

Les Commissions locales d'information devront être systématiquement informées des possibilités offertes par les laboratoires agréés et seront expressément autorisées à utiliser les crédits de fonctionnement qui leur seront accordés par la loi, notamment pour financer des expertises réalisées par les laboratoires agréés.

CHAPITRE VI

LES COMMISSIONS LOCALES D'INFORMATION

L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques a, dès le début de ses travaux sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, porté son attention sur les commissions locales d'information (CLI) [Office parlementaire, op. cit.].

Ainsi, le rapport 1990, après une étude du fonctionnement des commissions locales d'information soulignait que le bilan du fonctionnement des CLI est mitigé, l'absence de moyens financiers et de moyens d'analyse critique entravant leur action, jusqu'à risquer de les paralyser.

Votre Rapporteur a continué en 1991 ses investigations sur les commissions locales d'information, en rencontrant d'autres responsables de CLI, en organisant des auditions publiques et en prenant connaissance des documents qui lui ont été adressés par différentes parties prenantes.

Au total, les remarques et les propositions qui suivent s'appuient sur les éléments suivants :

- rencontres avec des responsables des commissions locales d'information de Tricastin, de Saint Laurent des Eaux, de La Hague, de la commission de surveillance de Fessenheim

- documents écrits transmis par les commissions locales d'information ci-dessus et par celles de Golfech,

- tables rondes des 9,10 et 11 juillet 1991 organisées par votre Rapporteur, qui lui ont permis de rencontrer toutes les composantes des Commissions locales d'information, Présidents des CLI, représentants des associations de protection de la nature, représentants des syndicats et organisations professionnelles, experts, médecins, personnalités qualifiées, soit au total 101 personnes (voir en annexe les comptes-rendus sténographiques des débats).

I. LES CIRCONSTANCES DE LA CREATION DES CLI ET LES RESULTATS OBTENUS

L'attention des collectivités locales pour les centrales nucléaires s'est manifestée dès 1977, avec la création par le Conseil général du Haut-Rhin de la commission de surveillance de Fessenheim. En 1979, une commission d'information est créée pour la centrale de Saint Laurent des Eaux. En 1981, à l'initiative de M. Louis DARINOT, la Commission d'information de la Hague est créée sous la forme d'une association de la loi de 1901.

Les résultats obtenus en termes d'information et de concertation par ces deux commissions incitent le Gouvernement en 1981 à recommander leur généralisation.

C'est dans les termes suivants que la circulaire du Premier ministre M. Pierre MAUROY, en date du 15 décembre 1981 situe les enjeux de la création des commissions d'information auprès des grands équipements énergétiques :

"Le débat à l'Assemblée nationale, lors de l'adoption du plan d'indépendance énergétique a souligné la nécessité de promouvoir un partage des responsabilités entre les collectivités locales, les régions et l'Etat, et de modifier les procédures d'information des populations et des élus.

"Sans attendre la refonte des procédures d'information, de décentralisation, de consultation et de contrôle, le Gouvernement a décidé la mise en place auprès de chaque grand équipement énergétique d'une commission d'information, lorsque sa création répond aux souhaits des élus et des populations concernées. La présente circulaire vise à définir les conditions générales de fonctionnement qui pourront être adaptées pour tenir compte des suggestions exprimées localement".

Dans la pratique, la recommandation du Premier ministre est largement suivie, avec toutefois des délais de mise en place divers selon les départements.

Conformément aux orientations de la circulaire Mauroy, une interprétation de l'esprit de celle-ci est souvent faite en fonction des impératifs locaux.

Sur le plan des dénominations, par exemple, certaines des commissions s'intitulent commission d'information auprès des grands équipements énergétiques et d'autres commission locale d'information.

Par convention, on désignera dans la suite les commissions créées en application de la circulaire Mauroy, Commissions Locales d'Information (CLI).

Il est à noter par ailleurs un fait important. La plus ancienne et sans doute l'une des plus actives des commissions, celle de Fessenheim, non

seulement s'intitule Commission de Surveillance mais également n'a pas souhaité se placer dans le cadre de la circulaire Mauroy. La Commission de la Hague a également un statut particulier.

Le Président de la Commission de Surveillance de Fessenheim, M. Charles HABY, Vice-Président du Conseil général du Haut-Rhin, que votre Rapporteur a longuement rencontré [88], explique que la Commission est une création et une émanation du Conseil général et que n'ayant été aidée que par l'Assemblée départementale, elle ne peut rentrer dans le cadre de la circulaire Mauroy.

Le tableau suivant selon le ministère de l'industrie [89] recense les commissions locales d'information en fonctionnement fin octobre 1991.

Tableau 15
Sites et CLI existantes
source : ministère de l'industrie

| installation | type | commission locale |
|-----------------|--|------------------------------|
| Gravelines | 6x900 (CO) | CLI Pdt: M. B. DEROSIER |
| Penly Paluel | 2x1300 (CO) 4x1300 (CO) | CLI Pdt: M. P. CARON |
| La Hague | UP2, UP3 | CLI Pdt: M. B. CAUVIN |
| Flamanville | 2x1300 (CO) | CLI Pdt: M. C. GATIGNOL |
| Le Carnet | 1x1450 (CF) engagement | CLI Pdt: M. C. COSSE-BRISSAC |
| Chinon | 4x900 (CF) 3 UNGG déclas. | non |
| St Laurent | 2x900 (CF) 1xUNGG 1xUNGG déclas. | CLI Pdt: M. M. EIMER |
| Civaux | 2x1450 (CF) engagement | CLI Pdt: M. R. TOUZE |
| Le Blayais | 4x900 (CO) | non |
| Golfech | 1x1300 (CF) 1x1300 (CF)engt | CLI Pdt: M. J-M BAYLET |
| Izaute | stock. gaz | CLI Pdt: M. J. DUPUY |
| Marcoule | 3xUNGG déclas. Phénix | CLI Pdt: M. G. BAUMET |

Tableau (suite)
Sites et CLI existantes
source : ministère de l'industrie

| installation | type | commission locale |
|---------------------|------------------------------------|-------------------------|
| Tricastin | 4x900 (CO) | CLI Pdt: M. R.PESCE |
| Cruas | 4x900 (CF) | CLI Pdt: M. H.TORRE |
| St Alban | 2x1300 (CO) | CLI Pdt: M. A.CARIGNON |
| Creys-Malville | Superphénix | CLI Pdt: M. B.SAUGEY |
| Bugey | 1xUNGG 2x900 (CO) 2x900 (CF) | non |
| Belleville | 2x1300 (CF) | CLI Pdt: M. J-F DENIAU |
| Fessenheim | 2x900 (CO) | CLI Pdt: M. C.HABY |
| Dampierre | 4x900 (CF) | CLI |
| Nogent | 2x1300 (CF) | CLI Pdt dém. |
| Soulaïnes | stock.déch.rad. | CLI Pdt: M. M.ROCHE |
| Germiny | stock.gaz | CLI Pdt: M. P.MEUTEY |
| Cattenom | 4x1300 (CF) | CLI Pdt: M. J.SCHVARTZ |
| Chooz A1 Chooz B | 1x300 (CO) 2x1450 (CF) | CLI Pdt: M. A.FUZBLLIER |
| Total | | 22 CLI |

- Notes : - CF:refroidissement en circuit fermé (tours)
 - CO:refroidissement en circuit ouvert
 - engt: engagé
 - dém: démissionnaire
 - stock.déch.rad. : site de stockage de déchets radioactifs
 - stock.gaz : site de stockage souterrain pour le gaz naturel
 - CLI Pdt dém. : président démissionnaire

Figure 36

Carte des tranches électronucléaires en France
source : CEA [op.cit.]

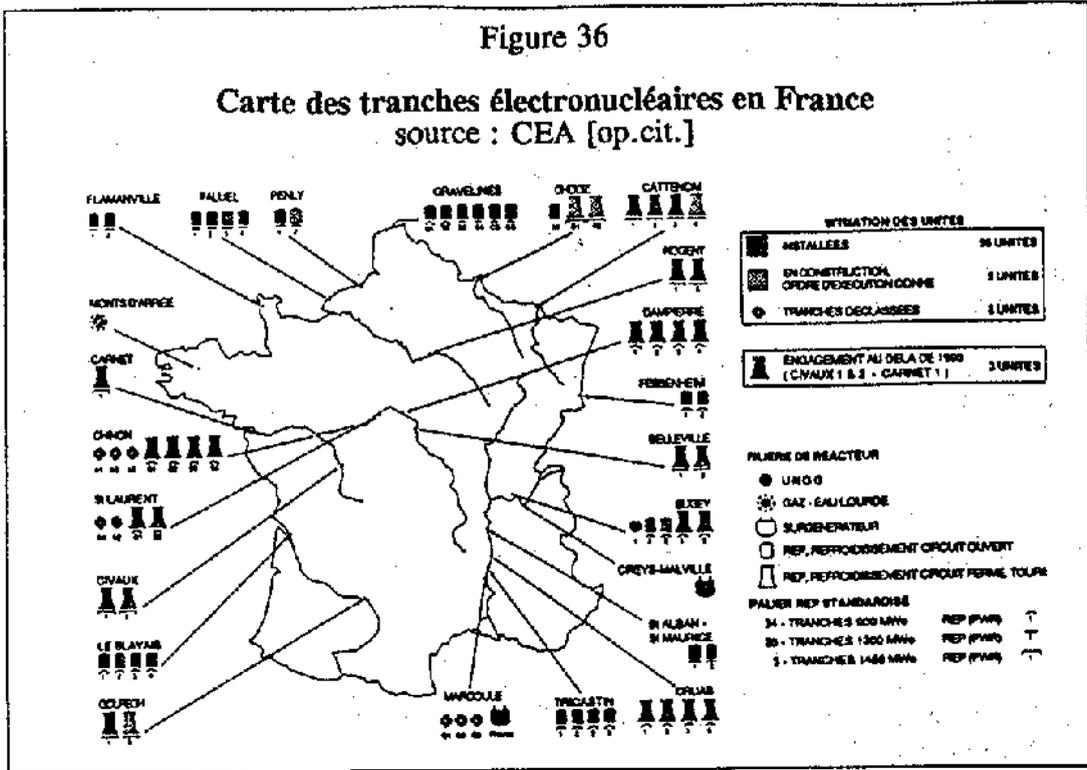
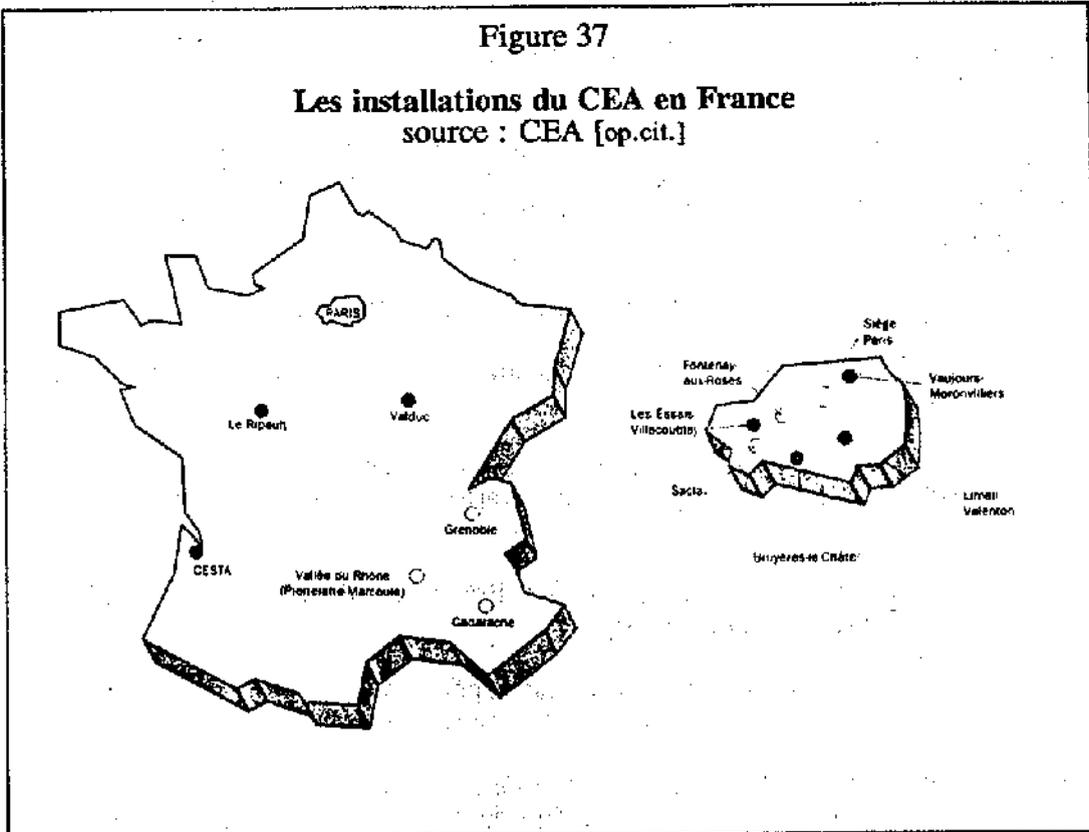


Figure 37

Les installations du CEA en France
source : CEA [op.cit.]



Fin octobre 1991, des sites très importants comme Bugey, Chinon ou Le Blayais ne disposaient pas d'une commission locale. La CLI de Dampierre était présentée comme en cours de création en juin 1991 [90].

Certes, les arguments invoqués sont souvent l'absence d'un intérêt marqué des populations concernées pour ces sujets.

Toutefois, l'absence de commission peut alimenter la crainte d'une dangerosité spécifique. Et, la conviction de votre Rapporteur est que la transparence favorise la sûreté.

Par ailleurs, il faut noter que les sites du CEA ne sont pas placés dans le champ de la circulaire du 15 décembre 1981, ce qui est regrettable et doit être modifié.

2. LES PROJETS DU MINISTERE DE L'INDUSTRIE EN JUIN 1991

La DIGEC-DGEMP, responsable des relations du ministère de l'industrie avec les CLI a développé en 1990 et 1991 diverses actions ou projets de renforcement des CLI [91].

2.1. les améliorations apportées en 1990 par le ministère de l'industrie

Les améliorations apportées en 1990 visaient à finaliser les enseignements tirés d'une enquête systématique faite en 1989 auprès des Présidents des CLI. Trois préoccupations majeures ressortaient de l'ensemble des réponses :

- le souhait des Présidents de CLI d' être indépendants d'EDF
- leur volonté de disposer de davantage de moyens, notamment sur le plan financier
- le regret que le ministère de l'industrie ne soit pas assez présent auprès d'eux et n'ait pas prévu un interlocuteur permanent suffisamment disponible.

En réponse à ces remarques des Présidents de CLI, le ministère de l'industrie a engagé trois types d'action :

- une participation financière aux opérations d'information du public décidées et organisées par les CLI elles-mêmes
- la création, au sein du ministère de l'industrie, d'une équipe de liaison de ce dernier avec les CLI, équipe formée d'un sous-directeur de la DSIN , d'un chef de service de la DIGEC (Direction du gaz, de

l'électricité et du charbon) et d'un représentant du service nucléaire de la DGEMP

- la possibilité pour les CLI qui en feraient la demande, d'être conseillées par cette équipe de liaison pour trouver, en tant que de besoin, des experts compétents.

Le bilan de ces actions est limité. Les CLI n'auraient pas utilisé les possibilités offertes, sauf celle de Nogent-sur-Seine qui a obtenu le financement intégral d'une exposition.

En dépit de ces résultats, le ministère a remis en chantier en 1991 de nouvelles mesures.

2.2. les mesures actuellement à l'étude au ministère de l'industrie

Les deux mesures additionnelles d'aide aux CLI actuellement étudiées sont les suivantes :

- chaque CLI, si elle le désirait, pourrait faire assurer son secrétariat par un membre de la Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement

- les responsables correspondants des DRIRE disposeraient d'un budget conséquent, destiné à financer à hauteur de 100 % les dépenses décidées par les CLI pour l'information du public, et à hauteur de 50 % les dépenses de fonctionnement des CLI (hors rémunération du fonctionnaire de la DRIRE en charge du secrétariat); le plafond des subventions versées par le ministère serait de 250 000 F par CLI.

A cette fin, le ministère de l'industrie a négocié en 1991 l'octroi d'un crédit supplémentaire de 4 millions de F destiné à couvrir les dépenses ci-dessus.

La première réaction du ministère du budget à cette demande a été négative.

Le ministère poursuit sa démarche en proposant que cette somme soit prélevée sur un fonds de concours.

Quelques remarques de bon sens peuvent être faites sur les projets ci-dessus:

- les DRIRE voient se multiplier les tâches qui leur incombent; les divisions nucléaires des DRIRE sont en sous-effectif notoire, comme cela a été souligné dans le rapport de l'Office pour 1990; il peut sembler illusoire de penser que les divisions nucléaires - qui ont toutefois accepté le plan du ministère sur les CLI - seront à même de jouer un véritable rôle d'animation

- le projet du ministère ne règle pas le problème de la création des CLI pour les sites qui n'en possèdent pas

- le cas des centres du CEA n'est pas réglé
- d'autres problèmes de fond concernant les missions des CLI ne sont pas clarifiés, par rapport à la circulaire du 15 décembre 1981 (voir ci-dessous).

3. DES COMMISSIONS D'INFORMATION ET DE SURVEILLANCE OBLIGATOIRES POUR UN NOMBRE ETENDU DE SITES NUCLEAIRES

La question du caractère obligatoire ou facultatif de la création des CLI est évidemment centrale.

La circulaire s'en remettait aux souhaits de la population et des élus qui étaient supposés convergents par hypothèse.

Votre Rapporteur estime d'une part qu'il faut à la fois systématiser la création des CLI et d'autre part qu'il convient d'étendre les cas de création de celles-ci.

3.1. l'obligation de créer des commissions d'information

Le bilan de l'action des commissions d'information est à ce jour largement positif.

Selon votre Rapporteur, il convient de systématiser leur création. Mais cette systématisation est la consécration de leur importance plutôt que la marque d'une nécessité déjà largement reconnue dans la pratique.

3.1.1. les dispositions de la circulaire Mauroy

La circulaire Mauroy indique que "le Gouvernement a décidé la mise en place auprès de chaque grand équipement énergétique d'une commission d'information, lorsque sa création répond aux souhaits des élus et des populations concernées".

"La mise en place de la commission n'a pas à être imposée. L'initiative en revient au Conseil général du département d'implantation, en liaison avec les Conseils généraux des départements voisins, lorsque ceux-ci sont concernés, ainsi qu'avec le parlementaire et les élus des communes ou des groupements de communes concernées.

3.1.2. le blocage en cas de désaccord des élus et/ou de la population

Le Gouvernement subordonne la création à un accord des élus et de la population.

L'expérience du fonctionnement des CLI montre qu'il y a pu avoir des retards à la création voire absence de création en raison d'un désaccord des élus.

3.1.3. la nécessité de systématiser la création des CLI

Les informations obtenues par votre Rapporteur sur le fonctionnement des CLI montrent que celles-ci, en accélérant fortement la marche vers la transparence des exploitants, concourent au renforcement de la sûreté.

Votre Rapporteur estime en conséquence que la création des CLI doit être rendue obligatoire.

Toutefois, il convient aussi de rationaliser le fonctionnement des CLI pour leur permettre d'atteindre une plus grande efficacité.

A cet égard, la Commission de surveillance de Fessenheim a montré que grâce au fort engagement du Conseil général et à une gestion dynamique, une commission pouvait mener une action efficace.

L'exemple de la Commission départementale de l'Isère de suivi des installations nucléaires du département montre par ailleurs qu'une commission travaillant sur le suivi de plusieurs sites peut atteindre une grande efficacité.

C'est pourquoi votre Rapporteur propose que le cadre de la création d'une commission soit celui du département.

La proposition de votre Rapporteur est qu'il soit obligatoirement créé une commission par département comprenant au moins une installation nucléaire.

Cette commission pourrait s'intituler Commission départementale d'information et de surveillance (C.D.I.S.).

Lorsque dans un département, il existe plusieurs commissions locales d'information, celles-ci sont invitées à fusionner au sein de la CDIS, qui est dotée de moyens substantiels de fonctionnement.

L'implication de la région est assurée par la présence au sein de la CDIS d'élus régionaux.

L'intérêt d'une coopération à l'intérieur d'une région est illustré par l'opération commune au Haut-Rhin et au Bas-Rhin de création d'un réseau de surveillance de l'air en Alsace.

Le Conseil régional d'Alsace a pris une initiative exemplaire : l'installation, à la suite de l'accident de Tchernobyl, d'un réseau de mesure en continu de la radioactivité de l'air, sous couvert de l'Association pour la Surveillance et l'Etude de la Pollution Atmosphérique en Alsace (ASPA).

Cette association regroupe dans son conseil d'administration : des représentants de l'Etat (Préfet de région, Préfets du Haut-Rhin et du Bas-Rhin, le DRIRE, le DRASS notamment), des collectivités territoriales (Présidents des Commissions Environnement de la Région, des Départements, conseiller

municipal délégué à l'environnement de Mulhouse, de Colmar, Président du District des Trois Frontières), de l'industrie (EDF, Automobiles Peugeot, Rhône-Poulenc, PEC-Rhin, SAC-STREC) et du milieu associatif (association pour la prévention de la pollution atmosphérique).

L'ASPA a mis en place un réseau de surveillance composé déjà de deux balises, deux balises supplémentaires devant être implantées avant la fin de l'année 1991; le réseau permet une surveillance en continu, grâce à un ordinateur central qui collecte les données, détermine les niveaux par rapport aux différents seuils et peut déclencher une alerte (personnel en astreinte)

L'ASPA dispose aussi d'un ensemble de balises permettant une surveillance des polluants atmosphériques suivants : SO_x, acidité, poussières, NO_x, hydrocarbures, ozone.

3.2. un champ d'application plus étendu dans le domaine du nucléaire

Votre Rapporteur propose que la qualification des équipements entraînant la création d'une CDIS soit étendue.

Par ailleurs, il semble nécessaire de mieux définir la période de la vie des installations nucléaires pendant laquelle la commission doit être constituée.

3.2.1. l'extensivité et les lacunes de la circulaire Mauroy

La circulaire Mauroy énonce les cas dans lesquels la création d'une CLI est souhaitée par le Gouvernement:

"Les équipements concernés sont les centrales électriques, thermiques, classiques ou nucléaires, d'une puissance supérieure à 1000 MWe, les usines de retraitement des combustibles irradiés, les grands ouvrages hydroélectriques, les stockages souterrains de gaz. Dans certains cas, d'autres ouvrages, lorsque leur construction ou leur exploitation posent des problèmes spécifiques, pourraient se voir dotés d'une telle commission".

La circulaire définit ainsi un champ très large mais laisse sous silence le cas des centres d'études nucléaires du CEA.

3.2.2. inclure les centres d'études nucléaires et les installations du cycle du combustible

Les exemples des centres d'études nucléaires du CEA en région parisienne montrent qu'il aurait sans doute été souhaitable qu'une information régulière soit donnée aux riverains sur le traitement et la destination des déchets et des rejets.

A l'inverse, le centre d'études nucléaires de Cadarache a mis en place une structure informelle d'information des élus et de la population qui, fonctionnant à la satisfaction de tous, mérite d'être consacrée par la loi.

C'est pourquoi votre Rapporteur estime qu'une CDIS doit être créée dès qu'un département comprend une des installations suivantes :

- centres d'études nucléaires du CEA
- centrales électronucléaires
- installations du cycle du combustible : fabrication du combustible, retraitement des combustibles usés, sites de stockage de déchets radioactifs.

Le champ d'information et de surveillance des CDIS comprend les installations susvisées.

3.2.3. maintenir en activité les CDIS pendant le démantèlement des installations

Le démantèlement des installations nucléaires est une question qui va devenir cruciale dans les prochaines années, en raison notamment du vieillissement des centrales électronucléaires.

Les différentes solutions techniques envisageables sont la mise sous cocon, à l'intérieur de l'enceinte de confinement des réacteurs, de l'ensemble des matériaux radioactifs, ou, à l'inverse, l'extraction pour stockage sur un autre site des matériaux radioactifs manipulables et transportables sans trop de difficultés.

Les incidences sur l'environnement des opérations de démantèlement quelles que soient les orientations prises justifient que les commissions soient maintenues en activité.

C'est pourquoi votre Rapporteur estime que les commissions d'information et de surveillance devront être maintenues en activité jusqu'à ce que les installations soient totalement arrêtées ou démantelées.

3.2.4. raccorder les autres grands équipements énergétiques

Il ne saurait être question dans l'esprit de votre Rapporteur de supprimer les CLI relatives aux sites souterrains de stockage de gaz.

Il doit être prévu de permettre aux installations de ce type de bénéficier des dispositions de la loi sur les CDIS.

Mais selon votre Rapporteur, il convient de faire des installations nucléaires le pivot du dispositif.

3.3. créer les CDIS dès avant l'enquête publique

Les CDIS ayant pour objet l'information des populations concernées et la surveillance des installations, leur création doit intervenir dès le lancement du projet. C'était la solution imaginée par la circulaire Mauroy. Il convient

toutefois de préciser, conformément aux exemples du passé, que la création doit intervenir avant l'enquête publique.

3.3.1. les dispositions de la circulaire Mauroy

Selon la circulaire Mauroy :

"Les commissions pourront être créées auprès des équipements qui sont aujourd'hui en construction ou en exploitation.

"La création d'une telle commission est particulièrement souhaitable lorsqu'un site de grand équipement fait l'objet d'études approfondies d'implantation. Ceci permet d'associer les interlocuteurs locaux, avant la décision de construction de l'ouvrage, au déroulement des études, des procédures de choix, puis aux questions liées à la construction et ultérieurement à l'exploitation".

3.3.2. les CDIS opérationnelles dès l'enquête publique

Votre Rapporteur estime qu'une commission locale peut et doit être créée au tout début de la création d'une installation nucléaire de base.

Selon l'enquête réalisée début 1991 par la DSIN [DSIN, op.cit.], *"certaines CLI se sont créées dès le début des travaux de montage sur le site; d'autres, comme Gravelines sont de création plus tardive - 1987 - . La Commission de Fessenheim ou celle de Saint Laurent n'ont pas attendu la circulaire Mauroy pour se constituer, respectivement en 1977 et en 1979".*

Le cas de Civaux est à cet égard exemplaire. Une commission créée par le Préfet a travaillé en amont de la décision d'utilité publique.

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.

4. COMPOSITION DES CDIS ET NOMINATION DE LEURS MEMBRES

Les dispositions de la circulaire Mauroy se sont avérées opérationnelles pour l'essentiel.

Il convient seulement de préciser le nombre maximum de membres, compte-tenu du fait qu'une même CDIS pourra être amenée à s'intéresser à plusieurs installations nucléaires.

4.1. les dispositions de la circulaire Mauroy

Les dispositions de la circulaire Mauroy sont les suivantes :

"Le Président et les membres de la commission seront désignés par le Président du Conseil général du département d'implantation, en liaison avec le Préfet.

"Lorsqu'un ouvrage est construit en limite de département, il sera nécessaire d'adapter la composition de la commission, pour y associer également des élus et des personnalités des départements voisins.

"Les élus (maires, conseillers généraux, parlementaires) disposeront au minimum de la moitié des sièges de la commission, et il paraît primordial que le parlementaire, les maires et les conseillers généraux les plus concernés par l'équipement y siègent. Par ailleurs, il conviendra d'offrir la possibilité d'y participer à l'ensemble des forces vives intéressées par l'équipement : représentants des unions locales des principales organisations syndicales, des milieux industriels et agricoles, et des associations agréées de protection de l'environnement.

"Dans certains cas, il pourrait également être utile d'y nommer des personnalités, notamment universitaires, que les élus pourraient désigner en fonction de leur compétence, ainsi qu'un représentant des moyens propres dont le Conseil régional aura décidé de se doter afin d'assumer les responsabilités qui, en ce domaine, seront décentralisées tout prochainement".

4.2. le Président et la représentation des élus

Le Président des actuelles CLI est un élu dans la quasi-totalité des cas. Selon la DSIN [op.cit.], *"c'est le Président du Conseil général lui-même (7 cas), un conseiller général (7 cas) ou le député de la circonscription (1 cas)".*

De même, les CLI existantes comprennent au moins la moitié d'élus.

Cette situation semble convenir à l'ensemble des membres de CLI rencontrés par votre Rapporteur.

La transformation des CLI en CDIS (Commission départementale d'information et de surveillance) implique logiquement que leurs présidents soient membres du Conseil général.

Il paraît enfin nécessaire de reconduire la disposition de la circulaire Mauroy selon laquelle *"le parlementaire, les maires et les conseillers généraux concernés par l'équipement y siègent"*.

Afin de prendre en compte le cas des installations situées en limite d'un département, votre Rapporteur propose que deux sièges pris sur le contingent des élus soient prévus pour un conseiller général du département voisin et un conseiller régional.

4.3. représentants des forces vives et personnalités qualifiées

Il convient évidemment de reprendre la possibilité d'offrir une participation aux représentants des associations agréées de protection de l'environnement.

Il en est de même pour les représentants de syndicats liés à l'exploitation, et pour les personnalités qualifiées.

Il semble nécessaire à votre Rapporteur d'y ajouter deux médecins exerçant leur activité soit à titre libéral dans des zones situées autour du ou des sites, soit dans un centre hospitalo-universitaire du département.

4.4. le cas des sites nucléaires frontaliers

Le cas des sites nucléaires frontaliers pose un problème particulier.

L'information des populations des pays voisins est nécessaire sur le fonctionnement de l'installation nucléaire. On ne peut toutefois envisager de faire siéger au sein de la CDIS de représentants étrangers pour deux raisons :

- d'une part la mission de la CDIS comporte la surveillance qui ne peut être le fait que de résidents;

- d'autre part, associer de trop près les populations résidant de l'autre côté de la frontière pourrait constituer un précédent et conduire à des prolongements notamment financiers inopportuns.

L'information des populations étrangères riveraines peut être assurée des deux manières suivantes :

- sur l'exemple de la commission de surveillance de Fessenheim, par un réseau d'information mutuelle (fax, téléx ou autre canal)
- par l'admission aux séances des CDIS de deux observateurs étrangers.

4.5. un nombre total de membres variant de 27 à 39

Dans la pratique, les CLI actuelles comprennent "un bonne trentaine" de membres, selon la DSIN [op.cit.].

Deux éléments doivent être pris en compte pour la fixation du nombre de membres.

Un fonctionnement efficace et régulier de la commission suppose une implication des membres et un investissement personnel non négligeable. Ceci milite en faveur d'un resserrement de la composition de la CDIS.

A l'inverse, l'extension de la mission d'une CDIS à l'ensemble des sites nucléaires du département peut plaider en faveur d'une augmentation de l'effectif.

Votre Rapporteur propose en conséquence que l'effectif d'une CDIS soit de 27 à 39 membres, selon le nombre de sites dans le département.

La répartition indicative des sièges pourrait être la suivante pour un effectif total de 27 membres :

- 14 pour les élus
- 4 pour les représentants des syndicats
- 2 pour les représentants des organisations agricoles, des chambres de commerce et d'industrie
- 3 pour les représentants des associations de protection de l'environnement
- 2 pour des médecins
- 2 pour des experts notamment universitaires résidant dans le département et présentant une compétence particulière pour les questions nucléaires.

Pour tout site nucléaire supplémentaire dans le même département, l'effectif serait augmenté, dans la limite d'un effectif maximal de 39, simultanément d'un élu et d'un représentant du syndicat du nouveau site arrivé en tête aux élections professionnelles ou d'un représentant d'une association de protection de l'environnement ou d'un expert.

Les membres sont désignés par le Président du Conseil général, en liaison avec le Préfet, pour une durée renouvelable de 3 ans.

4.6. la possibilité de former des groupes de travail

Les enseignements du fonctionnement de certaines commissions montrent que celles-ci ont pu mettre en place des groupes de travail sur des questions particulières. Ces groupes étaient chargés d'approfondir certaines questions et de faire rapport à la commission dans son ensemble.

Votre Rapporteur recommande qu'il soit donné aux Commissions Départementales d'Information et de Surveillance la possibilité de former des groupes de travail ad-hoc, centrant leur recherche sur des points particuliers de la sûreté et de la sécurité.

Ces groupes formés pour l'examen d'une question particulière n'auraient pas d'existence permanente : ils seraient dissous dès l'achèvement de leurs travaux.

Les groupes de travail devraient être, selon votre Rapporteur, autorisés à recruter pour leur mission, des personnes extérieures à la CDIS, les membres de la CDIS gardant toutefois la majorité au sein du groupe.

4.7. créer un Bureau de la CDIS

Chaque CDIS élit un Bureau comprenant outre le Président, deux Vice-Présidents et un secrétaire. Le Président et l'un des deux Vice-Présidents sont nécessairement choisis parmi les membres du Conseil général.

5. MISSIONS DES COMMISSIONS D'INFORMATION ET DE SURVEILLANCE

D'après la circulaire, les CLI ont deux missions : l'information et le suivi de l'impact des grands équipements énergétiques

Ces deux missions - très larges - méritent en fait d'être précisées.

5.1. les missions des CLI selon la circulaire Mauroy

Les missions et les conditions de fonctionnement des Commissions locales d'information prévues par la circulaire Mauroy sont les suivantes :

"La mission des commissions est à la fois une mission d'information et une mission de suivi de l'impact des grands équipements.

"Les commissions pourront organiser l'information des populations par les moyens qu'elles jugeront les plus appropriés.

"Le Président de la commission pourra adresser au ministre chargé de l'énergie tout avis ou recommandation. Il est souhaitable qu'un rapport annuel d'activités soit adressé au ministre. L'ensemble de ces documents sera également adressé, pour information, au Président du Conseil régional ainsi qu'au Président du Conseil général concerné.

"La commission pourra disposer de l'ensemble des informations et des études en provenance des exploitants ou des promoteurs du projet ainsi que des prescriptions qui leur sont notifiées par les administrations qui les contrôlent, à l'exclusion des secrets industriels et commerciaux et sous réserve des secrets de défense nationale et des impératifs de sécurité publique visant la prévention d'actes de malveillance. Le Gouvernement veillera à ce que cette réserve ne soit appliquée qu'au strict nécessaire dans les conditions prévues par l'article 6 de la loi du 17 juillet 1978 relative à la communication de documents administratifs.

"Les commissions d'information seront régulièrement tenues au courant de l'état d'avancement des études, de la réalisation ou du fonctionnement des grands équipements.

"Le Préfet sera chargé de coordonner l'audition et la participation des services administratifs des exploitants ou des promoteurs du projet. Le Directeur interdépartemental de l'Industrie pourra, à la demande du Président, apporter le concours de son service et assurer le secrétariat technique de la commission".

5.2. approfondir le suivi du fonctionnement et l'étude de l'impact

Pour assurer sa mission d'information et de suivi de l'impact de l'installation, la commission, selon la circulaire Mauroy, indique que la commission pourra disposer de l'ensemble des informations et des études en provenance de l'exploitant ainsi que des prescriptions qui leur sont notifiées par les administrations qui les contrôlent.

C'est dans le cas de la révision décennale de Fessenheim où la Commission de Surveillance avait constitué une équipe d'experts (voir plus loin) que la question de l'accès aux informations relatives à l'installation s'est posée avec le plus d'acuité.

La solution qui a été trouvée s'inscrit dans l'esprit de la circulaire Mauroy, à savoir l'accès aux documents fournis par l'exploitant aux autorités de sûreté, avec pour les plus importants ou les plus confidentiels une consultation sur place.

Ce principe général doit être réaffirmé.

L'article 5 du décret n° 73-278 du 13 mars 1973 portant création du SCSIN (aujourd'hui DSIN) charge notamment cette dernière de proposer et d'organiser l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté.

D'une manière générale, tous les membres des CLI rencontrés par votre Rapporteur se félicitent de l'ouverture et de la volonté de communiquer des DRIRE et de la DSIN.

La communication automatique aux CDIS des documents préparés par l'exploitant pour les DRIRE et la DSIN doit devenir la règle.

Il semble également utile de répertorier à titre indicatif divers types d'informations d'un intérêt particulier qui devraient pouvoir être communiqués aux CDIS. La distinction fonctionnement normal/fonctionnement en situation exceptionnelle est opérée dans la suite.

Il faut signaler à cet égard l'opération pilote en cours entre la Commission locale d'information auprès de la centrale électronucléaire de Golfech et cette centrale électronucléaire, qui consiste à fixer par convention l'ensemble des informations mises à disposition de la Commission par l'exploitant [92]. Les dispositions de cette convention seront citées dans la suite.

Mais la question du recours à des experts extérieurs à la Commission ou à des expertises réalisées par des organismes extérieurs ainsi que celle de l'accès des CDIS aux informations obtenues par le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire doivent être tranchées.

5.2.1. le recours à des expertises ou à des experts extérieurs

En innovant sur le plan du principe de la démarche et sur celui de sa réalisation pratique, la Commission de Surveillance de Fessenheim a fait réaliser en 1989, à l'occasion de la révision décennale de la tranche 1 de la centrale électronucléaire de Fessenheim, une expertise de l'état du réacteur.

Faute d'avoir obtenu - comme elle l'avait demandé - des autorités de l'Etat de l'époque, la désignation de la moitié des experts, la Commission a nommé d'elle-même ses 5 experts et 2 consultants associés.

Grâce à la fermeté de la Commission de Surveillance et à l'attitude bienveillante - immédiate de l'autorité de sûreté et progressive de l'exploitant - la mission d'expertise s'est déroulée dans l'ensemble convenablement [M. C. HABY, op.cit]. A titre indicatif, il faut noter que le coût global de cette opération s'est élevé à 700 000 F, entièrement financés par le Conseil général du Haut-Rhin.

Votre Rapporteur estime que, si les conditions dans lesquelles se déroule ce type d'expertise méritent d'être précisées, il convient d'indiquer clairement qu'elles sont possibles, ainsi que le recours à des experts pour des missions précises.

Le cadre naturel des expertises ou des travaux d'experts serait évidemment les groupes de travail des CDIS dont il a été fait état plus haut. Dans le cas de missions données aux experts, ceux-ci demeurent, comme le prévoit le fonctionnement des groupes de travail, minoritaires au sein de ceux-ci.

En ce qui concerne le choix des experts, votre Rapporteur recommande que les groupes permanents établissent des listes d'experts qui pourraient s'imposer aux CDIS.

Votre Rapporteur a indiqué, à propos de l'examen qu'il a fait du fonctionnement du système de contrôle de la sûreté sur les cas précis de Phénix et de Superphénix, que les groupes permanents placés auprès du Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, lui semblent tenir des travaux d'un haut niveau et d'une utilité capitale pour la sûreté des installations nucléaires.

Votre Rapporteur a par ailleurs recommandé la création des groupes permanents autour du Directeur de la nouvelle Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants.

Votre Rapporteur recommande donc que, sur des critères de compétence, de disponibilité, d'indépendance et de rigueur, chacun des Groupes permanents établisse une liste d'experts qui pourraient être saisis en tant que de besoin par les Commissions Départementales d'Information et de Surveillance.

Votre Rapporteur recommande également qu'une campagne d'information soit faite auprès des CDIS sur les nouveaux mécanismes d'agrément des laboratoires proposés par votre Rapporteur, dans le chapitre V du présent rapport consacré au SCPRI et sur l'existence de laboratoires du CNRS dont la qualification est déjà attestée par le ministère de la santé.

5.2.2. la participation de représentants de la CDIS aux missions ASSET ou OSART

Les missions ASSET et OSART sont proposées par l'AIEA aux Etats membres dans un double but, d'une part pour leur permettre d'élever le niveau de sûreté de leurs installations et d'autre part pour favoriser un retour d'expérience au niveau mondial en matière de sûreté nucléaire.

Un OSART (Operational Safety Review Team) consiste en la réalisation par une équipe d'experts de l'AIEA et d'experts internationaux, d'une évaluation de la sûreté globale en fonctionnement d'une centrale nucléaire et d'une comparaison de son niveau de sûreté avec les standards de l'AIEA [93].

La France a fait l'objet des OSART suivants :

- | | |
|------------------|-------------|
| - octobre 1985 : | Tricastin |
| - octobre 1988 : | Saint Alban |
| - octobre 1991 : | Le Blayais. |

Une opération OSART est également prévue en janvier 1992 à Fessenheim.

Les missions ASSET (Assessment of Safety Significant Events Team), autre service de l'AIEA, sont des analyses effectuées sur le site où s'est produit un événement significatif ayant affecté la sûreté de la centrale. L'objectif est là encore d'améliorer le niveau de sûreté de la centrale.

La France a accueilli la première mission ASSET de l'AIEA en juillet 1990, à la suite de l'incident des soupapes de sûreté de Gravelines.

Votre Rapporteur a participé à cette mission ASSET. Il en a retiré la meilleure opinion et a souhaité que l'autorité de sûreté, en liaison avec l'exploitant invite l'AIEA plus souvent à réaliser des missions ASSET et OSART [Office, op.cit.].

En accord avec la DSIN [94], votre Rapporteur propose que la CDIS dans le ressort de laquelle se produit une mission ASSET ou OSART de l'AIEA, soit invitée à déléguer un représentant pour en suivre la totalité du déroulement.

5.2.3. la communication aux CDIS de tous les dossiers préparés pour le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information nucléaire

Il est nécessaire de prévoir à l'avenir que tous les documents préparés par les exploitants ou l'appui technique de l'autorité de sûreté pour le Conseil

Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (CSSIN) soient communiqués aux CDIS.

5.2.4. fonctionnement normal de l'installation

Votre Rapporteur estime nécessaire de présenter, sans pour autant que la liste correspondante soit limitative, quelques exemples d'informations qui devraient être communiquées aux CDIS, afin d'indiquer quelques pistes pour améliorer la transparence.

5.2.4.1. consultation des CDIS lors des différentes étapes de la construction

En premier lieu, il convient que les CDIS soient consultées lors de la déclaration d'utilité publique, de l'autorisation de création et de l'autorisation d'exploitation, et donc soient informées des objectifs et des caractéristiques de l'installation.

5.2.4.2. le point zéro

Il convient également que les CDIS aient communication du point zéro précédant la construction, et plus particulièrement comme l'indique la convention EDF/Golfech soient informées *"des protocoles et des résultats des états de référence radiologique, physique ou chimique et biologique effectués dans l'environnement avant la mise en service"*.

5.2.4.3. la méthodologie des analyses de surveillance de l'environnement

Il est également nécessaire que les CDIS soient consultées lors de la définition des points et des méthodes de prélèvement et d'analyse pour la surveillance de l'environnement.

5.2.4.4. les caractéristiques des effluents et des rejets

Votre Rapporteur estime que devraient être systématiquement communiquées chaque mois aux CDIS -pour tout produit radioactif ou non -:

- les caractéristiques des effluents avant rejet,
- l'état des stocks d'effluents et leur évolution,
- les rejets.

Ces résultats devraient être communiqués par types de radioéléments, et radioélément par radioélément.

5.2.4.5. l'épidémiologie autour des sites

L'accroissement des risques de cancers et de leucémies autour des sites nucléaires est une question qui fait régulièrement l'objet de polémiques.

De nombreuses études sont réalisées à l'étranger [Office parlementaire d'évaluation, op.cit.], notamment aux Etats-Unis et trouvent un impact certain dans l'opinion française.

Votre Rapporteur estime que, dans le cadre d'études épidémiologiques réalisées à l'instigation du ministère de la santé, les Commissions Départementales d'Information et de Surveillance pourraient promouvoir l'extension de ces études à l'environnement des sites nucléaires.

5.2.5. L'information et le rôle des CDIS en situation exceptionnelle

Le bon fonctionnement des Commissions d'information et de surveillance suppose évidemment que toute anomalie de fonctionnement soit signalée à celles-ci. C'est d'ailleurs ce qui se produit dans la plupart des cas actuellement.

Mais certaines CLI ont souligné devant votre Rapporteur le fait qu'elles pourraient jouer un rôle utile pour la préparation des actions à mettre en oeuvre lors d'un incident ou d'un accident

5.2.5.1. L'information d'urgence

Tous les incidents classés dans l'échelle de gravité utilisée par la DSIN doivent évidemment être signalés dans les meilleurs délais aux CDIS.

Les incidents les plus sérieux - niveau 2 et au dessus - doivent faire l'objet d'une transmission immédiate - c'est-à-dire dès le classement effectué par la DRIRE et la DSIN - , par tout moyen à convenance de l'exploitant et de la CDIS considérée, au Président de cette dernière ainsi qu'aux membres du bureau.

La convention en cours de discussion entre la CLI de Golfech et la centrale énumère les cas concernant la radioprotection et devant être signalés au Président de la Commission locale :

- arrêt de pompage
- fuite de réservoir ou de canalisation d'effluents liquides
- rejets non contrôlés
- élévation anormale de radioactivité du circuit secondaire
- indisponibilité de réservoirs réglementaires
- détérioration de filtres
- pannes d'appareils de mesure de débit et d'activité.

Cette liste pourrait être reprise voire enrichie, quand elle aura été validée par l'expérience des prochains mois.

5.2.5.2. la nécessaire participation des CDIS à la préparation et à la mise en oeuvre des PPI

Le Plan général ORSEC (organisation des secours) analyse quinze types de circonstances différentes d'accidents de grande ampleur nécessitant la mise en oeuvre de moyens de secours à grande échelle.

L'une des annexes est le plan ORSEC-RAD, lui-même divisé en deux parties, la première relative à tout incident résultant du transport aérien, routier ou ferroviaire d'armes nucléaires et la deuxième relative aux incidents survenant

dans les installations nucléaires civiles. Le volet civil n'existe que dans les départements où sont implantées des installations nucléaires.

Le Gouvernement a décidé de publier les dispositions propres à chaque installation nucléaire, sous la forme de Plan Particulier d'Intervention (PPI).

Le PPI de la centrale de Fessenheim a été publié en 1979, celui de la Hague en 1991.

Concernant les PPI, votre Rapporteur estime que les Commissions devraient être informées des PPI existants, être consultées sur leur validité et participer à leur révision éventuelle.

Les CDIS devraient enfin participer à la diffusion des dispositions des Plans particuliers d'intervention.

De nombreux interlocuteurs de votre Rapporteur et en particulier le Dr. COLLIGNON [95] ont souligné que les médecins locaux devraient faire l'objet d'une action spécifique d'information et de formation permanente sur les dispositions à prendre en cas d'incident ou d'accident nucléaire conduisant à des accidents radiologiques.

S'il appartient aux pouvoirs publics de mettre en place cette information et cette formation, les CDIS pourraient y être associées.

5.3. mieux relayer l'information vers le public

Les travaux des actuelles commissions locales d'information les plus actives sont d'une manière générale jugés intéressants et dignes d'être mieux connus.

La quasi-totalité des membres rencontrés par votre Rapporteur estiment toutefois que la diffusion de ces travaux est insuffisante.

L'augmentation des moyens souhaitée devrait notamment être utilisée pour accroître la diffusion des travaux.

En premier lieu, les réunions des CDIS devraient être ouvertes à la presse et au public.

Ces réunions devraient avoir lieu, une fois par trimestre et en tant que de besoin au cas où la situation l'exigerait.

Les réunions devraient se tenir une fois par an à l'Hotel du Département et le reste du temps à proximité immédiate du ou des sites, ou sur le ou les sites eux-mêmes.

Un compte-rendu écrit et oral des réunions de la CDIS devrait être fait dans les quinze jours au Conseil général.

La mission de porte-parole de la CDIS devrait être nommément donnée au Président ou à un membre du Bureau, afin de la représenter dans les débats ou les émissions de radio-télévision notamment locales.

Une lettre d'information ou tout autre moyen d'information à la convenance de la CDIS d'une périodicité au moins trimestrielle devrait être élaboré comprenant une fois par an un bilan d'activité, et diffusé aux relais d'opinion suivants :

- ensemble des élus des communes bénéficiant de la taxe professionnelle versée par le site
- maires des autres communes du département avec mise à disposition de la lettre à la mairie pour les administrés
- médecins du département
- instituteurs et professeurs des écoles du département et des communes limitrophes concernées.

Les informations suivantes devraient faire l'objet d'un affichage dans les mairies des communes concernées - au sens de la taxe professionnelle - par le site dans le département ou le département voisin si l'installation est en limite du département :

- mesure des rejets, de source officielle ou agréée
- comptes-rendus d'incidents (extraits de Magnuc)
- nouvelles dispositions de sûreté et de sécurité.

6. RESSOURCES HUMAINES ET FINANCIERES DES COMMISSIONS

Les commissions locales d'information qui sont les plus actives et donc les plus utiles ont toutes à leur tête un Président qui croit en l'intérêt de l'information pour la sûreté du nucléaire et consacre à sa commission une part importante de son temps et de son énergie.

Mais l'examen des résultats des actuelles CLI confirme que la présence d'un secrétaire permanent animant la commission et préparant ses réunions est un élément essentiel pour instaurer un véritable contrôle par la transparence.

En fait, la mise à disposition de ressources humaines et financières s'avère un élément clé du problème.

6.1. les dispositions de la circulaire Mauroy

La circulaire Mauroy avait parfaitement identifié l'importance de mettre des ressources à la disposition des CLI.

"Pendant la période d'exploitation, le fonctionnement de la commission sera pris en charge, selon les modalités à définir au niveau local, par les

collectivités locales qui bénéficieront des retombées économiques de l'équipement.

"Pendant la période de construction, une contribution publique forfaitaire pourra être apportée au Conseil général qui en définira les conditions d'utilisation, et le cas échéant, apportera un concours financier en liaison avec les autres collectivités locales.

"En attendant que des crédits budgétaires spécifiques puissent être dégagés, les promoteurs du projet ou les exploitants concernés apporteront au Conseil général qui l'affectera au fonctionnement de la commission, cette contribution annuelle forfaitaire, fixée dans les conditions économiques actuelles à 100 000 F pour les grandes centrales électriques thermiques et 50 000 F pour les autres équipements".

En pratique, les ressources indiquées ont malheureusement rarement été octroyées aux actuelles CLI, ressources qui, d'ailleurs, sans mécanisme de réévaluation, seraient de toute manière insuffisantes.

6.2. la nécessité d'un secrétariat permanent de haut niveau

Votre Rapporteur a en particulier examiné le fonctionnement de la Commission de Surveillance de Fessenheim et celui de la Commission d'information de la Hague.

Dans les deux cas, les Présidents, respectivement M. Charles HABY et M. Bernard CAUVIN, par leur dynamisme et leur connaissance du nucléaire et des rouages politiques et administratifs jouent un rôle déterminant dans la réussite de leur commission.

L'organisation qu'ils ont su mettre en place a également sa part dans le sérieux des travaux menés. Dans les deux cas, les organisations sont animées par de très bons connaisseurs des problèmes posés dotés de surcroît d'une formation supérieure. L'équilibre des postes correspondants est en fait assez voisin. Une aide matérielle extérieure est donnée, dans le cas de Fessenheim, par le Conseil général et dans le cas de la Hague, par une antenne de la direction départementale de l'industrie de la Manche.

Il ressort des observations faites par votre Rapporteur que l'activité de secrétaire permanent correspond à un poste à deux tiers de temps. Ceci à condition que le secrétaire permanent de la commission bénéficie du support d'un échelon administratif externe supplémentaire.

Votre Rapporteur estime indispensable que chacune des CDIS soit dotée d'un secrétariat permanent.

Il paraît à cet égard indispensable de prévoir que la présence d'un secrétariat permanent chargé de l'animation des CDIS conditionne l'octroi de ressources financières qu'il est bien sûr nécessaire de prévoir.

6.3. la nécessité de prévoir des ressources financières conséquentes

6.3.1. des ressources modulées dans le temps

Les orientations de la circulaire Mauroy consistent à prévoir une enveloppe de ressources apportées par l'Etat pendant la période de construction et ensuite par l'exploitant lui-même.

Votre Rapporteur propose en premier lieu de distinguer quatre périodes : les périodes d'enquête, de construction, d'exploitation et de démantèlement.

Les ressources mises à disposition de la CDIS seraient calculées en utilisant un coefficient appliqué au montant des ressources en exploitation de la manière suivante :

| | |
|-------------------|------|
| - enquête : | 0,1 |
| - construction : | 0,6 |
| - exploitation : | 1,0 |
| - démantèlement : | 0,5. |

Ces coefficients seraient appliqués au montant plancher de ressources défini ci-après.

6.3.2. des ressources apportées par toutes les parties prenantes

Il est par ailleurs nécessaire que le financement soit assuré par l'ensemble des parties intéressées par le site :

- l'Etat, puisque la collectivité nationale bénéficie de la production de connaissances dans le cas d'un centre d'études nucléaires ou d'électricité dans le cadre d'une centrale nucléaire ou de produits ou de services dans les autres cas

- les collectivités locales, en raison de la taxe professionnelle

- l'exploitant, du fait qu'il bénéficie d'une implantation.

Le tableau suivant précise l'implication des contributeurs en fonction de l'âge de l'installation.

| parts respectives | Etat | Département Communes | Exploitant |
|-------------------|------|-------------------------|------------|
| enquête | 1 | 0 | 0 |
| construction | 0,5 | 0,5 | 0 |
| exploitation | 0,2 | 0,5 | 0,3 |
| démantèlement | 0,2 | 0,2 | 0,6 |

6.3.3. des ressources minimales mais aussi plafonnées

Par ailleurs, le montant global des ressources - y compris le salaire à deux tiers de temps du secrétaire permanent - mises à disposition de chacune des CDIS devrait être compris entre :

- un montant plancher - soit 600.000 F
- un montant plafond - soit 1.400.000 F.

Ces deux montants seraient réévalués en début de chaque année, en fonction de l'évolution prévue pour les prix à la consommation telle qu'elle figure dans le rapport économique et financier annexé au projet de loi de finances.

Le montant minimum de ressources alloué aux CDIS est fonction du nombre de sites nucléaires au sens défini plus haut dans le département.

Un coefficient supérieur à 1 et fonction du nombre de sites est appliqué au montant plancher ci-dessus. En tout état de cause, le montant des ressources de chaque CDIS est inférieur ou au plus égal au plafond indiqué également ci-dessus.

Pour le seul cas de sites tous en exploitation, une répartition égale des contributions entre les différents exploitants est mise en place.

Tableau 16

Montants minimums des ressources allouées aux CDIS

| nb de sites | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 |
|-------------|-----|------|------|------|------|
| coefficient | 1 | 1,5 | 1,9 | 2,2 | 2,4 |
| budget (MF) | 0,6 | 0,9 | 1,14 | 1,32 | 1,4 |
| part (MF) | 0,6 | 0,45 | 0,38 | 0,33 | 0,28 |

Note : - part : part de chacun des sites en cas de pluralité de sites dans un département

Une taxe additionnelle assise sur la consommation d'électricité est créée, dont la moitié du produit est reversé aux collectivités locales concernées.

La dotation annuelle de l'Etat aux CDIS est inscrite au budget et financée par la taxe précitée.

7. LA COORDINATION DES COMMISSIONS

Le principe d'une coordination, prévu par la circulaire Mauroy est bien entendu à conserver. Des améliorations peuvent toutefois, à la lumière de l'expérience, être apportées aux modalités de cette coordination.

7.1. la Conférence nationale prévue par la circulaire Mauroy

La circulaire du 15 décembre 1981 prévoit l'organisation annuelle d'une Conférence annuelle des CLI :

"Pour permettre les échanges d'information et d'expérience entre les différentes commissions, ainsi que le dialogue entre ces commissions et le Gouvernement, une conférence nationale des Présidents est instituée.

"Cette conférence qui devra se réunir au moins une fois par an à l'initiative du ministre chargé de l'énergie, pourra émettre tout avis et recommandations en vue d'améliorer l'information du public sur les grands équipements énergétiques. Le Gouvernement la consultera sur les orientations générales des projets de réforme des procédures concernant les grands équipements énergétiques".

Il apparaît que le rythme des réunions de la Conférence annuelle a été inférieur à celui escompté.

Par ailleurs, les différents participants rencontrés par votre Rapporteur lui ont dans leur grande majorité, fait part de leur souhait de pouvoir rencontrer leurs collègues des autres CLI.

Il convient donc de tenter de mettre au point un meilleur système d'information mutuelle et de concertation.

7.2. information mutuelle et concertation

Grâce aux moyens de fonctionnement donnés aux CDIS, celles-ci pourront s'informer mutuellement de leurs travaux, par l'envoi de leurs publications et de tous documents qu'elles jugeront bon de se faire parvenir.

Votre Rapporteur propose également que le système de conférence nationale soit prolongé mais sur la base d'une conférence tous les deux ans.

La Conférence serait organisée tous les 2 ans par chacune des Commissions tour à tour. Pour cette conférence, chaque CDIS se ferait représenter non seulement par son Président mais également par le secrétaire permanent et deux personnes désignées par la CDIS elle-même parmi les représentants des associations de protection de la nature, des syndicats et des associations professionnelles, des experts ou personnalités qualifiées et des médecins. Les frais de déplacement seraient pris en charge par chaque CDIS elle-même.

Les frais d'organisation des réunions de coordination nationale sont pris en charge par les ministères de l'industrie et de l'environnement.

8. LA NECESSITE DE CONSACRER AU PLUS VITE PAR L'ADOPTION D'UNE PROPOSITION DE LOI L'IMPORTANCE DES COMMISSIONS D'INFORMATION ET DE SURVEILLANCE

La transparence est une exigence de la démocratie. A ce titre la connaissance par la population de la situation réelle des installations nucléaires est nécessaire, de même qu'est indispensable l'information sur les décisions prises par les pouvoirs publics et les exploitants dans ces domaines.

Mais la conviction de votre Rapporteur est que la transparence contribue également à l'augmentation toujours nécessaire du niveau de sûreté et de sécurité des installations industrielles de tout type et en particulier nucléaires.

C'est pourquoi votre Rapporteur a rassemblé les considérations ci-dessus sur les améliorations à apporter aux actuelles Commissions locales d'information, dans une pré-proposition de loi soumise à l'approbation de l'Office, avant son dépôt sur le Bureau de l'Assemblée nationale.

On trouvera ci-dessous le texte de la dite proposition de loi portant transformation des actuelles commissions locales d'information en commissions départementales d'information et de surveillance.

La proposition de loi serait déposée sur le Bureau de l'Assemblée nationale par votre Rapporteur et le Président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques et sur le Bureau du Sénat par le Vice-Président de l'Office.

*Proposition de loi
tendant à la création de Commissions départementales d'information et de
surveillance des sites nucléaires civils*

présentée par

*M. Claude BIRRAUX
Député,
Rapporteur de l'Office parlementaire d'évaluation
des choix scientifiques et technologiques*

et

déposée par

*M. Jean-Yves Le DEAUT
Député,
Président de l'Office parlementaire d'évaluation
des choix scientifiques et technologiques*

Exposé des motifs

La transparence est une exigence de la démocratie. A ce titre la connaissance par la population de la situation réelle des installations nucléaires est nécessaire, de même qu'est indispensable l'information sur les décisions prises par les pouvoirs publics et les exploitants dans ces domaines.

La transparence contribue également à l'augmentation toujours nécessaire du niveau de sûreté et de sécurité des installations industrielle de tout type et en particulier nucléaires.

Des commissions d'information et/ou de surveillance ont été créées en 1977 par le Conseil Général du Haut-Rhin pour la centrale électronucléaire de Fessenheim et en 1979 par le Conseil Général du Loir-et-Cher pour la centrale électronucléaire de Saint Laurent-des-Eaux.

S'appuyant sur ces exemples, la circulaire du Premier Ministre, M. Pierre MAUROY, en date du 15 décembre 1981, avait recommandé la création de commissions locales d'information auprès des grands équipements énergétiques et a été suivi d'effet dans de nombreux cas.

Les commissions locales d'information ont permis d'améliorer efficacement la transparence du nucléaire et répondent à l'attente de nos concitoyens.

C'est pourquoi il convient de franchir une nouvelle étape dans un processus qui a légitimement fait une large place à l'expérimentation.

A la lumière de l'expérience acquise par ces commissions locales d'information ou de surveillance, une série de mesures semblent pouvoir parfaire leur efficacité tant dans leur fonctionnement, que pour l'information sur les installations nucléaires et le suivi de l'impact de ces dernières.

Tels sont les objectifs de la présente proposition de loi et les raisons pour lesquelles, il vous est demandé, Mesdames et Messieurs de l'adopter.

TITRE I : OBJET ET MISSIONS

Article 1er

Dans tout département comprenant une installation nucléaire de base en préparation, en construction, en exploitation, en déclassement ou en démantèlement, il est créé auprès du Conseil Général et à l'initiative de celui-ci une Commission Départementale d'Information et de Surveillance des sites nucléaires (CDIS).

En cas de carence du Conseil Général et à l'issue d'une période de six mois suivant la promulgation de la présente loi, le Préfet crée une commission provisoire chargée des mêmes missions.

Article 2

La CDIS a pour objet l'information sur les sites nucléaires du département et le suivi de l'impact de ceux-ci.

A cette fin, la CDIS :

- recueille l'information sur les sites nucléaires, notamment sur le plan de la sûreté et de la sécurité,*
- diffuse auprès de l'opinion l'information obtenue afin de contribuer à la transparence du nucléaire,*
- donne son avis sur tout projet d'installation, de construction, de modification et d'exploitation d'un équipement dans la zone géographique de sa compétence.*

Article 3

La CDIS apporte son soutien aux études épidémiologiques autour des sites réalisées par le ministère de la santé ou en coordination avec lui.

Article 4

La CDIS reçoit communication notamment :

- des protocoles et des résultats des états de référence radiologique, physique ou chimique et biologique effectués dans l'environnement avant la mise en service,*

- de la définition des points et des méthodes de prélèvement et d'analyse pour la surveillance de l'environnement,

- des caractéristiques des effluents avant rejet, de l'état des stocks d'effluents et de leur évolution, des caractéristiques des rejets, qu'ils soient radioactifs ou non, les résultats étant communiqués par types de radioéléments, et radioélément par radioélément,

- des documents préparés pour la DRIRE et la DSIN par l'exploitant de chaque site,

- des déclarations d'incident ou d'accident survenant sur les sites.

D'une manière générale, la CDIS reçoit des services compétents toutes les informations relatives à la sûreté et à la sécurité des installations nucléaires. La CDIS est également tenue informée par tous les services et organismes publics ou privés des actions qu'ils entreprennent se rapportant à son objet, tout particulièrement lorsqu'il s'agit d'études, de recherches, de mesures ou de leurs résultats.

La CDIS réunit un fonds documentaire d'ouvrages généraux, de rapports officiels et de revues spécialisées qu'elle met à la disposition de ses membres.

La CDIS reçoit communication de tous les documents préparés à l'intention du Conseil Supérieur de l'Information et de la Sûreté Nucléaire (CSSIN).

Article 5

La CDIS est informée des plans particuliers d'intervention (PPI) en vigueur, consultée sur leur validité et participe à leur révision éventuelle. La CDIS est associée aux exercices de mise en oeuvre des PPI.

Article 6

Le ou les directeurs du ou des sites nucléaires du département participent en tant que de besoin aux réunions de la CDIS sur invitation de celle-ci.

Article 7

Les réunions de la CDIS sont au moins trimestrielles et ouvertes à la presse et au public.

La CDIS utilise tout moyen d'information à sa convenance, dans la limite des ressources qui lui sont octroyées, pour l'information du public.

II. ORGANISATION ET FINANCEMENT

Article 8

L'effectif de la CDIS est de 27 à 39 membres, selon le nombre de sites dans le département. On entend par site, les centres d'études nucléaires du

CEA, les centrales électronucléaires, les installations du cycle du combustible : fabrication du combustible, retraitement des combustibles usés, sites de stockage de déchets radioactifs.

Le Président de la CDIS est nommé par le Conseil Général parmi ses membres.

Les parlementaires, les maires et les conseillers généraux concernés par les différents sites siègent à la CDIS.

Les élus disposent au minimum de la moitié des sièges.

Les sièges restant sont offerts à l'ensemble des forces vives intéressées par l'équipement : représentants des unions locales des principales organisations syndicales, des milieux industriels et agricoles et des associations agréées de protection de l'environnement, personnalités qualifiées, médecins.

Les membres sont désignés par le Président du Conseil Général, après avis du Préfet, pour une durée renouvelable de 3 ans.

La CDIS élit un Bureau comprenant outre le Président, deux Vice-Présidents et un secrétaire. Le Président et l'un des deux Vice-Présidents sont nécessairement choisis parmi les membres du Conseil Général.

Article 9

La CDIS est animée et gérée par un secrétaire permanent qui dispose d'une aide en secrétariat issue des services du Conseil Général.

Le secrétaire est nommé par arrêté du Président du Conseil Général. En liaison avec le Président de la CDIS, il prépare le budget de la commission, organise les travaux, les auditions et les réunions de la commission.

Article 10

La Commission Départementale d'Information et de Surveillance a la possibilité de former des groupes de travail ad-hoc, centrant leur recherche sur des points particuliers de la sûreté et de la sécurité.

Ces groupes formés pour l'examen d'une question particulière n'ont pas d'existence permanente et sont dissous dès l'achèvement de leurs travaux.

Les groupes de travail sont autorisés à recruter pour leur mission, des personnes extérieures à la CDIS, les membres de la CDIS gardant toutefois la majorité au sein du groupe.

Article 11

La CDIS peut utiliser les services d'experts et faire procéder à des expertises des installations des sites.

Les experts sont choisis sur les listes tenues par les groupes permanents auprès du Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires et du Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants.

Afin de garantir la comparabilité des mesures, les instituts ou les laboratoires dont les services en matière d'analyses dans l'environnement sont utilisés par la CDIS sont préférentiellement ceux qui sont agréés par le ministère de la santé.

Les informations communiquées par l'exploitant aux experts sont celles qui sont fournies aux autorités de sûreté.

Article 12

Les ressources de la CDIS proviennent de subventions de l'Etat, des collectivités locales et de l'exploitant.

L'Etat assure la totalité du financement pendant la phase d'enquête, la moitié pendant la construction et le cinquième pendant l'exploitation et le démantèlement.

Le département et les communes apportent la moitié des ressources pendant la construction, la moitié pendant l'exploitation et le cinquième pendant le démantèlement.

L'exploitant apporte trente pour cent des ressources pendant l'exploitation et soixante pour cent pendant le démantèlement.

Les ressources de la CDIS varient entre un plancher et un plafond définis par décret en fonction du nombre de sites dans le département.

Les parts de l'Etat et des collectivités locales dans les dépenses occasionnées par le fonctionnement des CDIS sont financées par une taxe additionnelle sur la consommation d'électricité dont la moitié est reversée aux collectivités locales concernées par les CDIS.

TITRE III : Dispositions diverses

Article 13

Pour les équipements déjà construits ou en exploitation, la CDIS se substitue aux commissions locales d'information créées en application de la circulaire du Premier Ministre en date du 15 décembre 1981, dans un délai de six mois à partir de la date de promulgation de la présente loi.

Article 14

Un décret fixera les modalités d'application des dispositions de la présente loi.

REFERENCES DE LA PREMIERE PARTIE

1. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. François COGNE, inspecteur général de la sûreté nucléaire, Commissariat à l'Energie Atomique, Cadarache, 12 mars 1991
2. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. DELAUNAY, Directeur de l'établissement de la Hague, La Hague, 12 février 1991
3. Les centrales nucléaires dans le monde, situation au 31 décembre 1990, CEA, Paris, 1991
4. Retraitement, Etablissement de la Hague, notice de présentation, Cogema, Paris, 1991
5. The nuclear fuel cycle back end, a Cogema View, Cogema, Paris, 1989
6. La Cogema en 1990, discours de présentation des résultats 1990, par M. Jean SYROTA, P-DG, Enerpresse, n° 5324
7. Enerpresse, n° 5434, 23 octobre 1991
8. Enerpresse n° 5414, 25 septembre 1991
9. Communication de M. J-L RICAUD, Directeur de la branche retraitement de la Cogema et de ses collaborateurs, la Hague, 12 février 1991
10. La Hague, vitrine des technologies, Industries et Techniques, 25 janvier 1991
11. Rapport annuel 1990, Cogema, Paris, 1991
12. La presqu'île au nucléaire, par F. ZONABEND, Editions Odile Jacob, Paris, 1989
13. Le Monde, 30 janvier 1991
14. Ouest-France, 30 mai 1991
15. Systèmes de gestion de la production, par B. EVGRAFOFF, Editions Sirey, Paris, 1970
16. Les effluents liquide de l'usine de la Hague, P. BARBEY, CRILAN, Caen, 1988
17. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. P. BARBEY, CRILAN, Caen, 14 février 1991
18. Diffusion du plutonium en milieu marin : étude quantitative effectuée sur des espèces marines du littoral de la Manche de Brest à Honfleur, A. FRAIZIER et J-C GUARY, IPSN, rapport CEA-R-4822, 1977
19. Enerpresse n° 5434, 23 octobre 1991
20. Ouest-France, 25 septembre 1991

21. Compte-rendu de la 18ème séance du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, sous la présidence de M. BLANC-LAPIERRE, Paris, 10 et 16 octobre 1990
22. Rapport d'activité 1989, Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, Paris, 1990
23. Rapport d'activité 1990, Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Paris, 1991
24. Sûreté nucléaire 1990, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, P. TANGUY, Direction générale, Electricité de France, Paris, 1991
25. Service minitel Magnuc, Paris, 16 octobre 1991
26. Dépêche AFP, Paris, 14 novembre 1991
27. Communication de M. Pierre CARLIER, Chef du SPT, EDF, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 1er octobre 1991
28. Communication de M. CREMONA, CGT, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 1er octobre 1991
29. Rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, par MM. Claude BIRRAUX et Franck SERUSCLAT, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, n° 1843 Assemblée nationale (9ème législature) - n° 183 (90-91) Sénat, Paris, 1990
30. Communiqué TX20758 du Professeur PELLERIN, Directeur du SCPRI, Paris, 23 octobre 1991
31. Radioactivité : opération dissimulation, par Mme Hélène CRIE, Libération, 23 octobre 1991
32. Sécurité nucléaire : le contrôleur contrôlé, par Mme Hélène CRIE, Libération, 25 octobre 1991
33. Enerpresse n° 5437, 28 octobre 1991
34. EDF, Direction des Affaires Générales, Service Prévention et Sécurité, référence K.Cm/LP 0792, Paris, 4 juillet 1986
35. Communication de M. ROUSSON, CTFC, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
36. Enerpresse n° 5405, 12 septembre 1991
37. Rapport d'activité 1990, Agence de l'OCDE pour l'Energie nucléaire, Paris, 1991

38. Communication de M. PELE, DG XII, CCE, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
39. Communication de M. Jacques ROYEN, adjoint au directeur de la sûreté nucléaire, AEN-OCDE, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
40. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. Tsutomu INOUE, Président, NUPEC, Tokyo, 6 juin 1991
41. Petit Guide 1991 de l'Organisation Nucléaire au Japon, par M. P. MORIETTE, Attaché pour les Questions Nucléaires près l'ambassade de France au Japon, Tokyo, 1991
42. Research & Development Program 1991-1993, EPRI, Palo Alto, January 1991
43. Rapport annuel 1990, CEA, Paris, 1991
44. Le vieillissement et la durée de vie des REP, programmes d'études du CEA, note à l'attention de M. Claude BIRRAUX, note DRN/P - 91.792, Paris, 25 novembre 1991
45. Rapport annuel d'activité 1990, IPSN, Paris, 1990
46. Activités de recherche et développement dans le domaine du vieillissement des installations, Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, note IPSN pour M. Claude BIRRAUX, 91-2391, Fontenay-aux-Roses, 27 novembre 1991
47. Communication de M. DUPRAZ, SPT-EDF, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
48. Communication de M. J-C WANNER, ingénieur de l'armement, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
49. Exposé de M. D. LENS, Chef adjoint du CPN de Gravelines, Gravelines, 26 février 1991
50. Communication de M. COGNE, inspecteur général pour la sûreté, CEA, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
51. Communication de M. LE CORRE, Services nucléaires, Framatome, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
52. Communication de M. MERCIER, EDF-SPT, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991
53. Communication de M. G-Y PETTT, Professeur à l'Université de Bordeaux, membre au titre d'expert du groupe permanent réacteur, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation, Paris, 1er octobre 1991

54. Communication de M. DESIDERIO, chef du service maintenance centrale 5-6, Gravelines, 26 février 1991
55. Communication de M. BOUCHARD, centrale Phénix, Marcoule, 11 mars 1991
56. Communication de M. ELIE, Centrale Phénix, Marcoule, 11 mars 1991
57. Note de synthèse remise à M. BIRRAUX, le 11 mars 1991
58. Note de M. QUENIART à M. Claude BIRRAUX, Fontenay-aux-Roses, 12 septembre 1991
59. Anomalies de réactivité du réacteur Phénix, tome II, Rapport DES n° 4, IPSN, septembre 1991
60. Dépêche AFP, 27 septembre 1991
61. Le Monde, 11 octobre 1991
62. Réponse du M. Roger FAUROUX, ministre de l'industrie, à la question écrite de M. Bernard BOSSON, député de Haute-Savoie, Journal officiel des débats à l'Assemblée nationale, 4 février 1991
63. La Centrale de Creys-Malville, NERSA, Electricité de France, Direction de l'Equipe-ment, Edition 1987
64. Communication de M. LACROIX, Chef de Centrale, Creys- Malville, 13 mai 1991
65. Document NERSA, 13 mai 1991
66. Dossier d'information préparé par l'exploitant, réunion du 8 octobre 1991, Commission locale d'information de Creys-Malville
67. Rapport d'activité 1990, Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Paris, mai 1991
68. Communication de M. CHEVET, DSIN, 27 novembre 1991
69. Physique nucléaire, par D. BLANC, Masson, Paris, 1980
70. Electronucléaire : danger, par le GSIEN, Le Seuil, Paris, 1977
71. Les réacteurs atomiques, par D. BLANC, Que sais-je, n° 2243, PUF, Paris, 1986
72. Lettre de M. Dominique STRAUSS-KAHN, ministre délégué auprès du Ministre d'Etat, chargé de l'Industrie et du Commerce Extérieur, à M. Claude BIRRAUX, 7 août 1991
73. Enerpresse, n° 5352, 27 juin 1991
74. Lettre DSIN Paris NR 2061/91

75. Centrale de Creys-Malville : état de l'installation après l'incident de pollution du circuit primaire, rapport DES n°3, Département d'évaluation de sûreté, Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, CEA, Paris, 1991
76. Eherpresse, n° 5369, 22 juillet 1991
77. Mesures de concentration en plutonium dans l'environnement du site de Creys-Malville, étude faite à la demande de la NERSA, CEA, IPSN, décembre 1981
78. Entrevue avec le CHSCT de la Centrale de Creys-Malville, Creys-Malville, 14 mai 1991
79. Le SCPRI, 30 ans d'expérience en radioprotection au service de la santé publique, SCPRI, Le Vésinet, 1990
80. Nucléaire et santé publique, organisation de l'intervention en cas d'accidents nucléaires, SCPRI, Le Vésinet, 1991
81. Budget de l'exercice 1982 et décisions modificatives n°1 et 2, SCPRI, Paris, 1981
82. Budget de l'exercice 1991 et décisions modificatives n°1 et 2, SCPRI, Paris, 1991
83. Produit intérieur brut total - indice des prix, REXECO, Paris, 1991
84. Nuclear Safety Review 1991, Part D of the IAEA Yearbook, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1991
85. M.J. GARDNER and al., Results of case-control study of leukaemia and lymphoma among young people near Sellafield nuclear power plant in West Cumbria, British Medical Journal, 300 (1990) 423-429
86. Lettre d'Amérique de l'Attaché pour les Questions Nucléaires, B. DE GALASSUS, Vincent ROBERT, Ambassade de France aux Etats-Unis, Washington, 13 avril 1991
87. S. JABLON, Z. HRUBEC, J.D. BOICE Jr, B.J. STONE, Cancer in Populations Living Near Nuclear Facilities, Vol.1, Report and Summary, NIH Publication No. 90-874, Dept. of Health and Human Services, Washington, DC, 1990
88. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. Charles HABY, Vice-Président du Conseil général du Haut-Rhin, Président de la Commission de Surveillance de Fessenheim, Colmar, 25 avril 1991
89. Note de la DIGEC, DGEMP, ministère de l'industrie, Paris, 13 juin 1991
90. Enquête sur les Commissions locales d'information, DSIN, Paris, 1991
91. Communication de M. BOISSEAU, chef du service électricité, DIGEC-DGEMP, ministère de l'industrie, Paris, 19 juin 1991
92. Suivi du fonctionnement de la centrale électronucléaire de Golfech - projet de convention EDF/commission locale d'information, Conseil général du Tarn-et-Garonne, août 1991

93. Document AIEA, division de la sûreté nucléaire, Vienne, octobre 1990

94. Remarques sur le rôle et le fonctionnement des CLI, note à l'attention de M. BIRRAUX, DSIN, Paris, 5 juillet 1991

95. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec le Dr. COLLIGNON, secrétaire permanent de la commission d'information de la Hague, Cherbourg, 14 février 1991

DEUXIEME PARTIE

LES REACTEURS DU FUTUR

INTRODUCTION

Les réflexions sur les réacteurs nucléaires du futur connaissent depuis quelques années un développement considérable.

Les années de fonctionnement des réacteurs en service se sont accumulées. L'expérience acquise permet d'entrevoir des améliorations possibles sur certaines de leurs caractéristiques. Une réflexion sur l'expérience accumulée est d'autant plus nécessaire et possible que l'effort massif d'investissement et de mise en service des centrales nucléaires est désormais effectué, laissant un temps utilisable pour des travaux prospectifs.

Un autre élément invite également à la réflexion. L'accident survenu en 1979 à Three Mile Island sur un réacteur à eau légère a donné lieu immédiatement à des travaux importants notamment sur les interfaces homme-machine dont les résultats ont été incorporés aux centrales existantes.

Il est toutefois possible de concevoir d'entrée les centrales en incluant les nouvelles interfaces et en les développant.

S'agissant de l'accident de Tchernobyl survenu en 1986, il est clair que ses circonstances sont très éloignées, tant sur le plan de l'organisation du contrôle de la sûreté que sur celui des caractéristiques techniques des réacteurs, de la situation des pays occidentaux.

Toutefois, cet accident a pu conduire à renforcer certains dispositifs ou à en imaginer d'autres plus performants, pour prévenir l'apparition d'une fusion de coeur ou limiter les conséquences d'un tel accident, vis-à-vis des populations et l'environnement.

Les réflexions sur les réacteurs du futur sont enfin nécessaires du fait des perspectives de renouvellement du parc installé ou d'extension de celui-ci, en fonction de l'évolution des besoins en énergie et en électricité en particulier.

En réalité, les signes se multiplient dans de nombreux pays permettant de penser qu'un changement d'attitude se produit par rapport au nucléaire.

La croissance des besoins en énergie et en particulier en électricité, l'absence de percée des énergies renouvelables et la montée des préoccupations vis-à-vis de l'effet de serre se conjuguent pour commencer à changer les perspectives assignées à l'énergie nucléaire.

Votre Rapporteur a observé cette évolution sur le terrain par des entrevues avec de hauts responsables de l'énergie et du nucléaire, notamment aux Etats-Unis et au Japon, et en reprenant contact avec les personnalités rencontrées l'année dernière en Europe.

Ces différents éléments sont examinés dans la *première partie*.

Il en ressort pour votre Rapporteur que le problème des réacteurs du futur se pose aujourd'hui non seulement en termes de sûreté qu'il faut encore accroître mais aussi en terme de concurrence et de compétitivité internationale.

Votre Rapporteur estime qu'une reprise du nucléaire devrait se produire à terme rapproché.

Votre Rapporteur estime en effet fondamentale la connaissance des mouvements en cours dans la recherche et l'industrie mondiales pour porter une appréciation sur la situation française.

Les projets de réacteurs définis par différents organismes de recherche et des entreprises en concurrence potentielle avec le nucléaire français sont présentés dans la *deuxième partie*.

Les atouts des constructeurs et des exploitants français dans les débats sur les réacteurs du futur sont examinés en *troisième partie*.

Le ralentissement des commandes de réacteurs enregistrés depuis le milieu des années 80 a soumis en effet l'industrie nucléaire mondiale à des tensions extrêmes. Or précisément, l'évolution technologique inéluctable exige des firmes des efforts de développement pour définir ce que seront les centrales nucléaires du futur. Un éventuel réveil du nucléaire, s'il se produit, devrait s'accompagner d'une compétition acharnée pour remporter des marchés depuis longtemps espérés.

Il importe donc d'examiner dans quelles conditions le travail de réflexion sur la définition des réacteurs nucléaires du futur est conduit dans notre pays, par comparaison avec les efforts enregistrés dans les autres parties du monde.

On examine également dans cette troisième partie les démarches voire les stratégies des principaux acteurs français du nucléaire pour préparer l'avenir.

La sûreté des installations nucléaires futures va se décider dans les toutes prochaines années. En tout état de cause, la sûreté des projets et des réalisations conditionne aussi, à la fois, les perspectives de développement de l'énergie nucléaire et la place des industries nucléaires nationale ou européenne sur le marché mondial.

Mais une distinction de portée générale doit être faite pour les réacteurs du futur.

Il semble impératif à votre Rapporteur de sérier les échéances.

Certaines réalisations ou certains projets visent le long terme.

Les réacteurs correspondants peuvent faire l'objet de prototypes effectivement réalisés comme les surgénérateurs ou bien être des actualisations de concepts anciens et ayant reçu des applications concrètes ou bien encore être des concepts totalement nouveaux sans aucune illustration pratique pour l'instant. Leur trait commun est d'être des solutions pour le long terme.

Il s'agit en premier lieu des réacteurs à neutrons rapides. Les retards par rapport à leur entrée en service industriel initialement prévue se confirment et même s'amplifient. Mais ces retards ne peuvent signifier que la filière rapide doit être abandonnée. Cela, seule une expérimentation menée dans des conditions de sûreté maximales pourra le dire.

Une autre filière semble également concerner le long terme. Il s'agit principalement des réacteurs à haute température que le Japon et les États-Unis continuent d'explorer.

Ces différentes filières pour le long terme sont abordées, tant pour les autres pays que pour la France.

D'autres filières concernent le court-moyen terme.

Elles sont traitées en détail au niveau international et ensuite national, avec la conviction que les échéances sont proches dans un grand nombre de pays et qu'en France, en particulier, il convient d'accélérer la démarche de préparation de l'avenir.

Les filières pour le court-moyen terme sont principalement celles de l'eau légère - bouillante ou pressurisée - auxquelles il faut également rajouter la filière canadienne CANDU dont les succès à l'exportation sont loin d'être négligeables.

Les projets prenant appui sur la filière des réacteurs à eau légère - la plus largement répandue dans le monde - sont les plus nombreux. Ils sont également les plus crédibles pour le court-moyen terme, en terme de probabilité de mise sur le marché.

Les projets de réacteurs du futur à eau légère sont souvent rassemblés en trois catégories, - notamment aux États-Unis où un débat particulièrement nourri se produit sur les réacteurs du futur -.

La première catégorie est représentée par les réacteurs dits *évolutionnaires*. Les réacteurs évolutionnaires sont issus des réacteurs en service et comme eux se caractérisent par une puissance égale ou supérieure à 900 MWe. Ils intègrent de nouveaux dispositifs, notamment au plan de l'ergonomie et de la sûreté. Mais ils ne présentent pas de rupture technologique majeure par rapport à la plus grande part du parc installé. Cette catégorie comprend notamment certains réacteurs commandés et en cours de construction.

La seconde catégorie est celle des réacteurs dits à *sûreté passive*. Deux éléments principaux les caractérisent : d'une part, l'utilisation systématique de dispositifs de sûreté dits passifs, c'est-à-dire qui n'exigent pas pour leur mise en oeuvre des sources d'énergie extérieure autres que les forces naturelles; d'autre part, des puissances sensiblement inférieures à celles des réacteurs les plus largement répandus dans le monde à l'heure actuelle. On verra dans la suite quelles controverses sous-tend cette appellation de réacteurs à sûreté passive.

La troisième catégorie de réacteurs est celle des réacteurs *révolutionnaires*. Ces réacteurs peuvent présenter des ruptures en ce qui concerne les caractéristiques technologiques du cœur ou des fluides utilisés pour le contrôle de la réaction de fission. Ils peuvent également comprendre une architecture modulaire de la centrale.

Cette classification des réacteurs est fréquemment utilisée. Elle recouvre néanmoins trop d'a priori et de visées autres que techniques pour être reprise en l'état.

C'est pourquoi on utilise dans la suite pour analyser les différents projets proposés une autre classification, prenant appui sur les catégories de puissance.

Distinguer les réacteurs par l'horizon de leur entrée en service commercial éventuel et par leur puissance peut sembler une typologie trop concrète. Cette méthode utilisée à peu de choses près par la Direction de l'Équipement d'EDF [1] présente l'avantage de permettre une approche concrète où les connotations à but promotionnel ou marketing sont effacées.

CHAPITRE I

LES PREMISSES D'UNE COMPETITION SEVERE POUR LES REACTEURS DU FUTUR

Introduction

La puissance nucléaire installée dans le monde pour la production d'électricité a atteint, selon l'AIEA [2], 325 873 MWe en 1990.

Au cours de cette année 1990, dix nouveaux réacteurs ont été mis en service dans le monde.

Le nombre total de réacteurs installés s'élevait au 31/12/90 à 424, répartis dans 25 pays.

Le tableau suivant présente la liste des réacteurs en service ou en construction au 31 décembre 1990, selon l'AIEA [op.cit.].

Tableau 1

Réacteurs nucléaires électrogènes en service ou en construction au 31/12/90
source : AIEA

| Pays | Réacteurs en service | | Réacteurs en construction | | Electricité produite en 1990 | |
|-----------------|----------------------|----------------------|---------------------------|----------------------|------------------------------|---------------|
| | Nombre de réacteurs | Puissance totale MWe | Nombre de réacteurs | Puissance totale MWe | TWe | en % du total |
| Afrique du Sud | 2 | 1 842 | | | 8,4 | 5,6 |
| Argentine | 2 | 935 | 1 | 692 | 6,6 | 19,8 |
| Belgique | 7 | 5 500 | | | 40,4 | 60,1 |
| Brésil | 1 | 626 | 1 | 1 245 | 2,1 | 1,0 |
| Bulgarie | 5 | 2 585 | 2 | 1 906 | 13,5 | 35,7 |
| Canada | 20 | 13 993 | 2 | 1 762 | 68,8 | 14,8 |
| Chine | | | 3 | 2 148 | | |
| Chine Taïwan | 6 | 4 890 | | | 31,6 | 35,2 |
| Corée du Sud | 9 | 7 120 | 2 | 1 900 | 59,2 | 49,1 |
| Cuba | | | 2 | 816 | | |
| Espagne | 9 | 7 067 | | | 51,9 | 35,9 |
| Etats-Unis | 112 | 100 630 | 1 | 1 165 | 576,8 | 20,6 |
| Finlande | 4 | 2 310 | | | 18,1 | 35,0 |
| France | 56 | 55 778 | 6 | 8 305 | 297,7 | 74,5 |
| Grande-Bretagne | 37 | 11 506 | 1 | 1 188 | 58,6 | 19,7 |
| Hongrie | 4 | 1 645 | | | 12,9 | 51,4 |
| Inde | 7 | 1 374 | 7 | 1 540 | 5,1 | 2,2 |
| Iran | | | 2 | 2 392 | | |
| Italie | | | | | | |
| Japon | 41 | 30 197 | 10 | 9 012 | 186,4 | 27,1 |
| Mexique | 1 | 654 | 1 | 654 | 2,9 | 2,6 |
| Pakistan | 1 | 125 | | | 0,4 | 1,1 |
| Pays-Bas | 2 | 508 | | | 3,3 | 4,9 |
| R.F.A. | 26 | 24 430 | 6 | 3 319 | 139,1 | 33,1 |
| Roumanie | | | 5 | 3 125 | | |
| Suède | 12 | 9 817 | | | 65,3 | 45,9 |
| Suisse | 5 | 2 952 | | | 22,3 | 42,6 |
| Tchécoslovaquie | 8 | 3 264 | 6 | 3 336 | 23,0 | 28,4 |
| URSS | 45 | 34 673 | 25 | 21 255 | 211,5 | 12,2 |
| Yougoslavie | 1 | 632 | | | 4,4 | 5,3 |
| Total | 423 | 325 873 | 83 | 65 760 | 1 901,2 | |

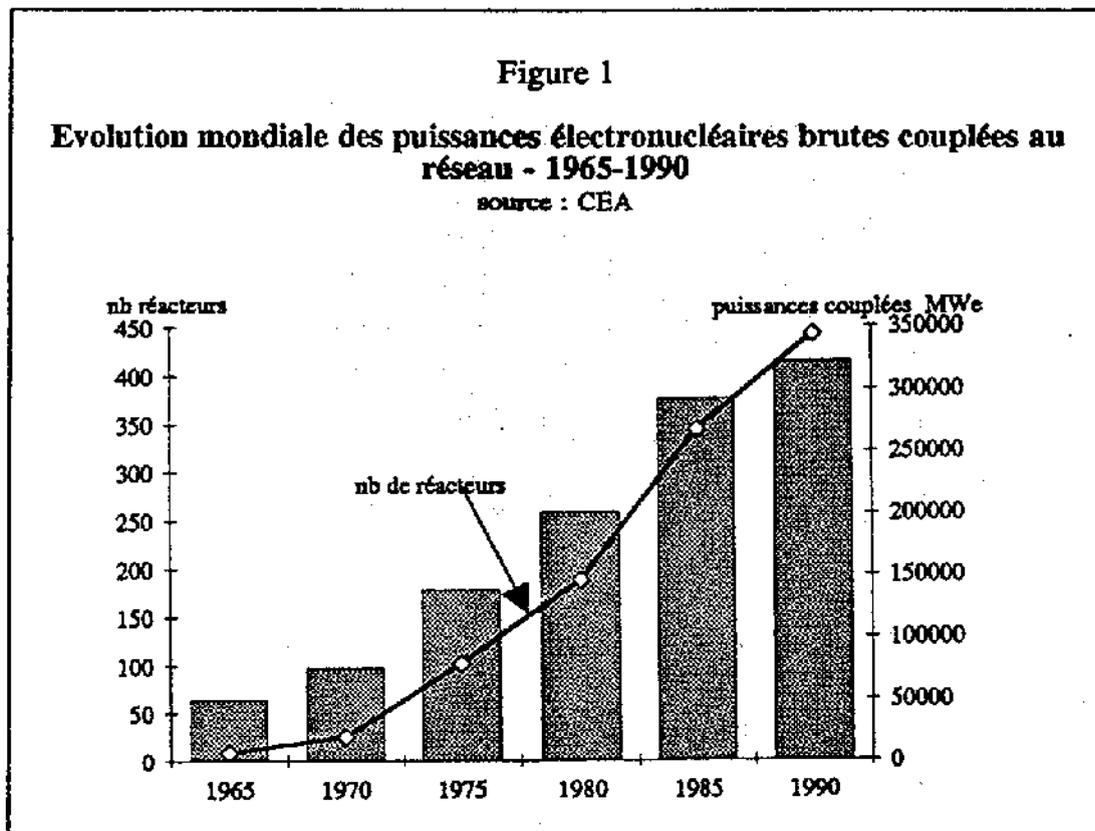
L'électricité produite à partir de l'énergie nucléaire aurait représenté, selon l'USCEA, environ 17 % de l'électricité mondiale [3].

324 centrales nucléaires étaient en exploitation dans les pays de l'OCDE, selon l'AEN-OCDE [4]. La puissance installée s'établissait à 262 000 MWe. La part du nucléaire dans la production globale d'électricité atteignait 23 %.

Enfin, les centrales nucléaires opérationnelles dans la CEE représentaient en 1990 une capacité de 110 000 MWe, soit environ le tiers de la puissance installée mondiale [5].

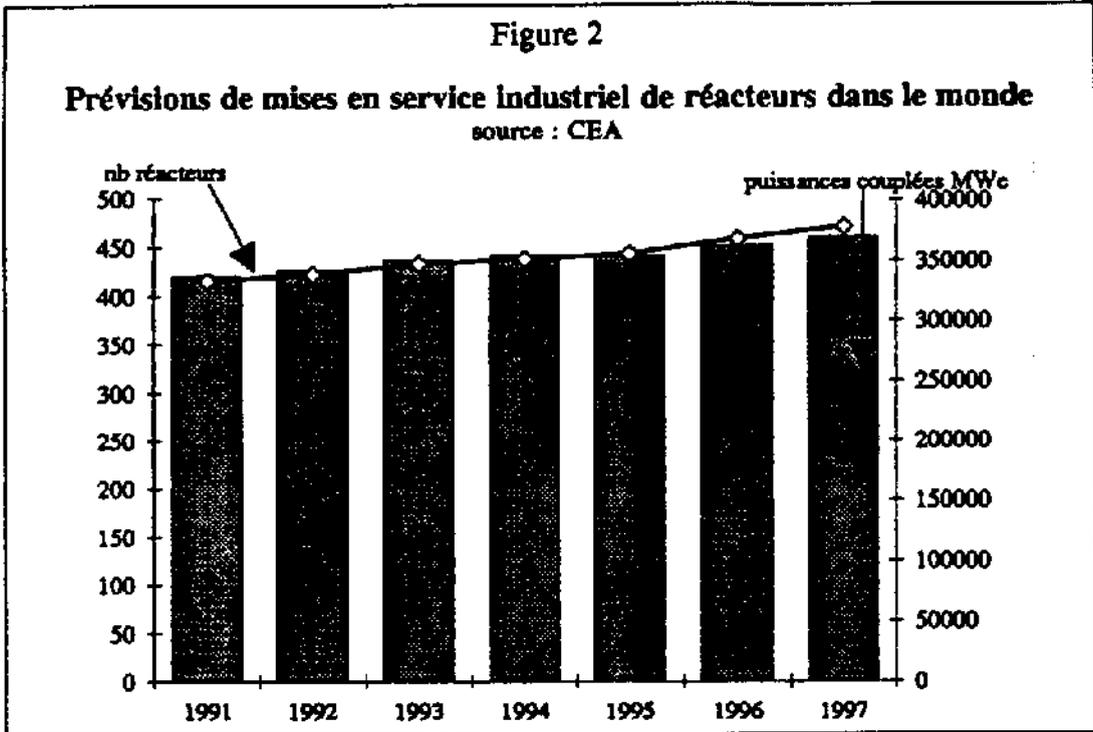
Cette situation résulte d'un effort d'équipement rapide et massif, qui connaît un ralentissement marqué.

Le graphique ci-après, basé sur des statistiques du CEA [6], montre bien que l'effort maximal d'équipement a été effectué dans le monde de 1975 à 1980 (nombre de réacteurs couplés au réseau multiplié par 1,45) et de 1980 à 1985 (nombre multiplié par 1,46).

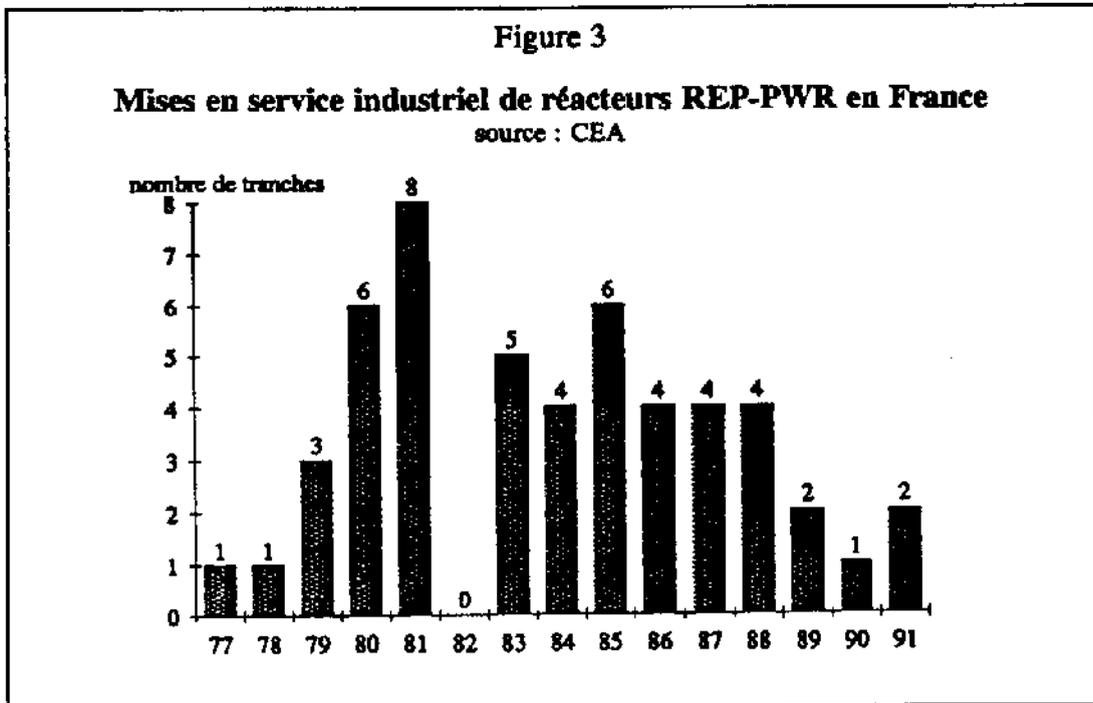


A partir des nombres de réacteurs en construction et des commandes enregistrées, il est également possible de prévoir, sans craindre de se tromper puisque les délais de construction sont importants dans le nucléaire, les mises en service industriel des prochaines années.

La figure suivante retrace les prévisions des mises en service industriel pour les années 1991-1997 [CEA, op.cit.].



La France quant à elle se caractérise - on le sait - par une rapidité exceptionnelle de la montée en charge de son parc électronucléaire. Le graphique suivant présente l'évolution annuelle des mises en service industriel selon les statistiques de CEA [op.cit.].



Ainsi, après un démarrage lent en 1977 et en 1980, le rythme des mises en service industriel s'est accéléré en France, jusqu'à atteindre 8 mises en service de tranches nucléaires en 1981. Après un ralentissement en 1982 la cadence atteignait 6 mises en service en 1985, pour diminuer ultérieurement et atteindre 2 mises en service en 1991.

Telle est la toile de fond des réflexions engagées sur les réacteurs du futur.

L'arrivée à maturité du parc électronucléaire et le déclassement des premières tranches entrées en service peuvent mécaniquement produire un redémarrage des commandes, mais à condition bien sûr que le nucléaire fasse partie intégrante des politiques énergétiques des pays considérés.

Il importe donc, dans un premier temps, d'examiner dans quelle mesure, et selon les pays pour lesquels votre Rapporteur a pu obtenir des informations originales, un redémarrage du nucléaire est prévisible.

Mais, l'interruption de plusieurs années des commandes a évidemment remodelé fortement le paysage industriel mondial.

Il semble donc nécessaire d'examiner rapidement quelles sont les forces en présence, les entreprises qui se préparent à répondre à d'éventuelles sollicitations des compagnies d'électricité, et quels sont les moyens dont elles disposent.

A. LES PERSPECTIVES DE RENOUVELLEMENT OU D'EXTENSION DU PARC NUCLEAIRE INSTALLE

La question des perspectives de l'énergie nucléaire est l'une des plus complexes de la prospective énergétique.

Les différents facteurs déterminant son avenir sont classiquement analysés sous l'angle de l'offre et de la demande d'énergie globale en général et en électricité en particulier.

Une nouvelle contrainte doit être ajoutée : celle de la protection de l'environnement, et plus particulièrement celle de la lutte contre l'effet de serre.

L'acceptation par les populations de cette forme d'énergie est enfin la condition ultime au redémarrage du nucléaire. De fait, nombreux sont les pays qui, sous la pression de leur opinion publique, ont ralenti ou mis fin à leur programme d'équipement en centrales nucléaires. A l'inverse, certains indices pourraient laisser penser qu'une évolution se produit dans certains pays.

Ces différents paramètres - offre et demande d'énergie, protection de l'environnement et acceptation par l'opinion - présentent des influences diverses dans les différents pays. Au plan mondial, certaines organisations se sont essayées à une synthèse. Ces exercices de prospective ne prétendent pas être de véritables prévisions. Ils donnent des tendances, dont la vraisemblance est renforcée par l'inertie - celle-là bien établie - des systèmes énergétiques.

1. LES PREVISIONS DES ORGANISATIONS INTERNATIONALES ET DE GROUPES DE REFLEXION DE RESPONSABLES DE HAUT NIVEAU

1.1. la stagnation du nucléaire selon l'AIE

La part du nucléaire devrait stagner à l'horizon 2000, selon l'Agence internationale de l'énergie (AIE) [7].

L'AIE a établi ses prévisions sur la base d'un prix du baril de pétrole de 21 dollars en 1992 et de 35 dollars à partir de la prochaine décennie. Le taux de croissance annuel moyen du PIB pris comme hypothèse est de 2,7 % par an dans la zone OCDE.

La consommation d'énergie d'origine nucléaire dans l'ensemble de la zone OCDE était passée de 1,4 % du total en 1973 à 10,2 % en 1989. Elle devrait continuer de progresser mais beaucoup plus lentement, pour atteindre 10,3 % en l'an 2000.

La part du nucléaire dans les pays européens devrait quant à elle baisser pour s'établir à 14 % du total de l'énergie consommée, contre 14,5 % en 1989.

1.2. le développement probable du nucléaire selon l'AEN-OCDE

Pour l'AEN-OCDE [3, op.cit.], la demande d'électricité devrait augmenter de 2,5 % par an dans les pays de l'OCDE. La demande devrait continuer à progresser pendant une bonne partie du siècle prochain. Cette augmentation devrait être sensiblement plus marquée dans le reste du monde.

A la fin de 1990, 23 réacteurs représentant 24 000 MWe étaient en construction. 3 tranches représentant 3 400 MWe étaient en commande ferme et 21 tranches supplémentaires soit 21 000 GWe étaient en planification. 4 800 MWe de puissance installée devraient être déclassés entre 1991 et l'an 2000. Au total, la puissance installée dans les pays de l'OCDE - soit 262 000 MWe fin 1990 - devrait passer à 292 000 MWe en l'an 2000.

Selon l'AEN-OCDE [op. cit.], *"cette projection est inférieure à celle des dernières années, en partie à cause du ralentissement de la demande globale d'énergie par suite des économies d'énergie et autres mesures destinées à*

améliorer le rendement énergétique, et également en raison du précédent excédent de commande et de construction de grandes centrales enregistré à la suite de la crise pétrolière du début des années 70, qui a amené depuis lors à ne commander qu'un petit nombre de centrales de base, quel qu'en soit le type.

Les préoccupations manifestées dans l'opinion publique à propos de la sûreté des installations nucléaires après l'accident de Tchernobyl et au sujet de la disponibilité de solutions pour l'évacuation des déchets radioactifs ont eu aussi un effet sur la poursuite de l'expansion de l'industrie nucléaire.

Toutefois, certains signes laissent à penser que l'énergie nucléaire pourrait connaître une croissance plus rapide à moyen ou long terme : certains pays poursuivent d'importants nouveaux programmes et d'autres qui avaient prévu de réduire progressivement ou de ne pas développer davantage leur puissance nucléaire installée sont amenés à reconsidérer leurs projets."

Les différentes tentatives de prévision décrites ci-dessus concluent donc sur des perspectives de croissance très modérée pour l'énergie nucléaire. L'inertie des systèmes énergétiques tant au niveau de l'offre que de la demande corrobore ces appréciations. Néanmoins, il est également nécessaire de considérer le très long terme.

1.3. les vues prospectives d'instances privées ou informelles de haut niveau

Il paraît intéressant de présenter les opinions de responsables de haut niveau du secteur de l'énergie, telles qu'elles ont été formulées par le World Energy Forum de Davos et le Symposium 'Helsinki.

1.3.1. le World Energy Forum de Davos

A cet égard, les conclusions du World Energy Forum, tenu à Davos en février 1991, apportent un éclairage important. Le World Energy Forum rassemble des hauts dirigeants d'entreprises de taille mondiale de l'ensemble des secteurs de l'énergie.

Ainsi que M. Michel PECQUEUR, chargé par le World Economy Forum de tirer les conclusions des travaux l'a indiqué à votre rapporteur [8], un consensus est apparu au sein de ce groupe de spécialistes des questions d'énergie.

Le World Energy Forum a perçu une évolution des esprits encore timide et prudente dans le monde de l'énergie vis-à-vis du nucléaire, tout en reconnaissant que de sérieuses réticences demeurent dans le milieu de l'environnement.

Le World Energy Forum a noté la nécessité d'améliorer la sûreté des réacteurs, de traiter les problèmes des réacteurs des Pays de l'Est et de montrer que des solutions convenables pourront être mises en oeuvre pour l'élimination des déchets. La coopération internationale apparaît comme très souhaitable pour accroître la crédibilité des solutions adoptées.

Mais le défi énergétique auquel est confronté le monde exige, selon le World Energy Forum que le nucléaire joue un rôle substantiel dans l'appareil productif. La réanimation de l'option nucléaire demandera du temps mais elle est nécessaire selon lui.

1.3.2. les conclusions du Symposium d'Helsinki

Une autre instance de réflexion, le Senior Expert Symposium on Electricity and the Environment a tenu une réunion en mai 1991 à Helsinki. Ses conclusions méritent d'être rapportées [9].

Ce symposium rassemblait des responsables de haut niveau d'organisations internationales dont les suivantes : Commission des Communautés européennes, Commission économique pour l'Europe, AIEA, AEN-OCDE, UNEP, World Bank et OMM.

L'une des conclusions du symposium a été qu'au cours de la période 2000-2005, la capacité nucléaire installée devrait augmenter. Toutefois, la part de l'électricité d'origine nucléaire dans le total diminuerait, sa croissance étant inférieure aux 3 % du taux de croissance de la production d'électricité.

La "part de marché" du nucléaire devrait toutefois augmenter au cours de la période 2005-2010.

2. VERS UNE RELANCE DU NUCLEAIRE DANS DIFFERENTS PAYS ?

Les informations récentes en provenance de différents pays développés semblent convergentes. Les interrogations se multiplient non plus sur l'opportunité mais sur la nécessité du recours à l'énergie nucléaire.

Deux pays doivent évidemment être traités à part : la France qui maintient un programme d'équipement minimum en réacteurs nouveaux et le Japon qui conduit un programme ambitieux de mise en service de réacteurs nouveaux.

S'agissant d'autres pays comme la Suède, la Finlande, la RFA ou les Etats-Unis, on retrouve des constantes dans les préoccupations actuelles, qui peuvent en réalité se résumer d'une phrase : le gel des programmes d'équipement en centrales nucléaires, provoqué par une acceptation insuffisante des populations, fait peser des contraintes de plus en plus lourdes voire insupportables à terme sur les politiques énergétiques nationales.

Aux contraintes de quantité et coût de l'énergie produite, d'indépendance des approvisionnements, se rajoute en effet - à des degrés divers - une contrainte en émergence, la nécessité de lutter contre l'effet de serre et donc contre les émissions de gaz carbonique et contre les autres pollutions atmosphériques.

Or les résultats - au sens de la comptabilité - de l'énergie nucléaire sont mieux intégrés.

A son passif, l'accident de Three Mile Island le 27 mars 1979 décrit justement sous le nom de désastre technologique par des observateurs autorisés [10] et l'accident de Tchernobyl du 25 avril 1986, catastrophe humaine d'ampleur majeure.

A son crédit, des années-réacteurs de production sans incident ni accident, l'absence d'émissions de CO₂, des rejets limités, des prix de revient probablement compétitifs si l'on intègre tous les coûts de production de l'énergie.

Ces éléments de raisonnement, qui représentent probablement des constantes, sont explicités dans la suite, en fonction des réalités de différents pays.

2.1. les récents changements de perspectives dans les pays scandinaves

Le cas de la Suède est particulièrement important, dans la mesure où ce pays est le seul à avoir décidé démocratiquement, à un moment de son histoire, de renoncer au nucléaire - à échéance d'une trentaine d'années -.

La Suède fit en effet le choix par référendum en 1980 d'un abandon progressif de l'électricité d'origine nucléaire. La date butoir de 2010 était fixée pour l'arrêt de l'ensemble des 12 réacteurs suédois [11].

En 1988, un projet était présenté par le Gouvernement et adopté par le Riksdag, devant conduire au démantèlement de 2 réacteurs sur 12, l'un en 1995 et l'autre en 1996.

Les difficultés de pallier les conséquences du démantèlement des centrales nucléaires vis-à-vis de l'approvisionnement énergétique du pays sont rapidement apparues. La part du nucléaire dans la production d'électricité fut en effet en 1990 de 45 %, cette part pouvant atteindre certaines années plus de 50%. Au demeurant, les possibilités de production alternative d'électricité sont réduites [12].

Le parti social-démocrate adoptait le 15 septembre 1990 une résolution annulant toute référence calendaire pour les opérations de démantèlement, initialement prévues en 1995-1996 mais maintenant la date butoir de 2010.

Cette approche était confirmée début janvier 1991 par un accord entre les trois principaux partis politiques suédois - le parti social-démocrate, le parti centriste et le parti libéral.

La stratégie qu'en octobre 1991, comptait suivre le nouveau premier ministre suédois, était de repousser la date butoir de 2010 en la reliant à la décision prise officiellement lors du compromis, à savoir de subordonner les inflexions de la politique énergétique à la mise en place effective d'un programme de substitution [13]. Ce programme porte sur un renforcement de l'hydraulique et une diminution du thermique classique compensée par un recours accru aux énergies solaire ou éolienne.

Fin octobre 1991, un rapport d'un groupe de recherche subventionné par le Gouvernement indiquait que les chances d'un progrès significatif de l'électricité non-nucléaire étaient faibles. D'ailleurs, les recherches commanditées par Studsvik, organisme d'ingénierie et de recherche dépendant du SSPB (Swedish State Power Board) dans le domaine des énergies alternatives, étaient à la même date sous la menace d'une interruption faute de crédits [14].

Le cas de la Finlande étudié par l'Office l'année dernière [op.cit.] est également intéressant.

Un consensus avait été trouvé en 1990 entre les partis politiques finlandais pour ne pas faire de l'extension du parc nucléaire finlandais - actuellement 4 réacteurs - l'objet d'un débat électoral. A l'issue des élections du 18 mars 1991, le débat sur l'opportunité de construire un cinquième réacteur a immédiatement repris.

La consommation d'électricité augmente en effet de 2,5 % par an en Finlande. Un déficit en puissance installée d'environ 1000 MWe est anticipé pour la fin du siècle si aucune décision n'est prise. Par ailleurs, l'opinion ne semblerait pas opposée à la perspective de construction d'un cinquième réacteur sur l'un des deux sites actuels.

D'après la loi cadre finlandaise sur l'énergie [rapport C. BIRRAUX, op.cit], d'une part la commune concernée devra accepter le projet, d'autre part le Parlement finlandais devra se prononcer sur l'éventuelle décision de principe du Gouvernement d'autoriser la construction du cinquième réacteur.

Les compagnies d'électricité finlandaises IVO et TVO ont en conséquence initialisée en septembre 1991 la nécessaire mais longue procédure de consultation du public prévue par la loi finlandaise [15].

Le Danemark, quant à lui, ne possède pas de centrales nucléaires et utilise le charbon à 96 % pour produire son électricité.

Un rapport paru durant l'été 1991 et élaboré par le Directeur de l'Autorité de protection de la nature du royaume remet en cause la cohérence de la politique énergétique du pays [16].

Selon son programme d'action Energie 2000, le Gouvernement cherche à atteindre pour la période 1991-2000 deux objectifs fondamentaux : d'une part une indépendance énergétique accrue et d'autre part la défense de l'environnement par la lutte contre l'effet de serre. L'absence du nucléaire, qui peut permettre de progresser dans les deux directions à la fois, dans les moyens retenus par le Gouvernement est jugée comme dommageable.

Le refus du nucléaire est remis en cause non seulement par l'organisme de protection de la nature mais aussi par les syndicats. Ceux-ci, à l'initiative de l'un des plus puissants d'entre eux - le syndicat de la métallurgie -, ont ouvert une discussion sur le sujet.

2.2. la RFA vers un nouveau compromis énergétique ?

Les éléments qui suivent sont issus d'une part des informations publiées par la presse et d'autre part des excellentes synthèses publiées par G. GOURIEVIDIS, conseiller nucléaire de l'ambassade de France à Bonn.

2.2.1 *les contraintes techniques de la politique énergétique allemande*

Une caractéristique importante de la situation énergétique allemande est l'importance du charbon, dans les ressources et dans la consommation d'énergie primaire. En 1973, la part du charbon dans la consommation d'énergie primaire s'élevait à 32% [17]. Le pétrole constitue toutefois, bien sûr la première source d'énergie avec 56 % de la consommation d'énergie primaire.

. la réponse aux chocs pétroliers par le nucléaire stoppée à mi-parcours

En réponse au premier choc pétrolier, la RFA adopte un programme énergie revu successivement en 74, 77, 81 et 86, qui comporte comme dans de nombreux autres pays deux volets : la recherche d'énergie de remplacement et les économies d'énergie.

Le programme nucléaire qui est alors lancé vise l'installation d'une capacité de 50 000 MWe en 1985. Sous la pression des mouvements écologiques, ce programme prend toutefois d'entrée des retards. La capacité installée en 1985 est de 16 400 MWe seulement, soit le tiers de l'objectif initial.

Le "matelas" de sécurité que constituent les gisements nationaux de charbon et la nécessité sociale de leur exploitation facilitent la prise en compte des revendications écologistes.

. le charbon national, clé de la politique énergétique de la RFA

L'exploitation du charbon est subventionnée en RFA depuis la fin des années 50, à partir de laquelle sa compétitivité décline. Le charbon extrait en RFA est en effet trois fois plus cher que le charbon importé.

Le dernier contrat signé en 1980 et pour quinze ans par les compagnies d'électricité avec les charbonnages allemands prévoit l'achat de 40,9 millions de tonnes par an de charbon pour l'alimentation des centrales thermiques. Le surcoût par rapport au prix du marché mondial est pris en charge par les consommateurs, directement par le biais d'un prix de l'électricité supérieur à ce qu'il serait sans l'achat du charbon national et indirectement, par des subventions de l'Etat fédéral et des Länder.

D'après un membre du directoire de la troisième par ordre d'importance des compagnies d'électricité allemande, Bayernwerk, "un kilowattheure d'origine nucléaire coûte environ 4 pfennigs de moins - frais de gestion des déchets compris - qu'un kilowattheure fourni par une centrale conventionnelle comparable au charbon exploitée avec du charbon allemand" [18].

Sous la pression de la Commission des Communautés européennes, un compromis a été adopté à la mi-novembre 1991 par le Gouvernement, les Länder, l'industrie charbonnière et les compagnies d'électricité, concernant les houillères de la partie ouest du pays. Les achats des compagnies d'électricité devraient diminuer d'un million de tonnes en 1995 et d'environ quatre millions de tonnes supplémentaires en 1997 [19].

Cet accord marque une évolution de fond - à savoir le début d'une reconversion des mineurs - qui certes prendra du temps mais qui élargit de facto les marges d'action des compagnies d'électricité.

. la fermeture des centrales nucléaires de Greifswald et l'abandon de celle de Stendal

En mars 1991, la construction de la centrale est-allemande de Stendal - soit deux réacteurs VVER 1000 MWe - est définitivement arrêtée [20].

En septembre 1991, est confirmée la fermeture définitive des huit réacteurs VVER - 4 réacteurs VVER 230 440 MWe et 2 réacteurs VVER 213 - de la centrale de Greifswald en Allemagne de l'Est, arrêtés fin 1990 [21].

Ces fermetures voient leur conséquence sur l'approvisionnement en électricité des Länder de l'Est atténuées du fait de l'effondrement de la production industrielle dans l'ex-RDA et donc de la consommation d'électricité par l'industrie.

Toutefois, un redémarrage plus rapide que prévu de l'économie des Länder de l'Est pourrait entraîner des difficultés d'approvisionnement.

Les compagnies d'électricité Preussenelektra AG et Bayernwerk AG pourraient alors faire aboutir leur projet de construire deux réacteurs Siemens-KWU PWR Konvoy, comme elles en avaient émis l'intention en février 1991, avant de faire machine arrière faute d'un accord politique [22].

2.2.2. une évolution lente de l'opinion et des partis

Le refus d'une extension du nucléaire par une partie de la population est symbolisé par les abandons successifs de réacteurs prêts à démarrer ou de projets d'usine déjà avancés.

Pourtant malgré ces signes défavorables, les perspectives du nucléaire en RFA semblent lui être plus favorables depuis la mi-1991.

. les abandons de réalisations avancées

Malgré l'importance du coût des travaux déjà engagés pour sa réalisation - 7,5 milliards de DM soit 25 milliards de F -, le surgénérateur SNR 300 de Kalkar de 300 MWe a été officiellement abandonné en mai 1991. La raison principale de cet abandon est l'hostilité répétée du Land de Rhénanie du Nord - Westphalie gouverné par le SPD.

Le surgénérateur SNR 300 de Kalkar était prêt à démarrer au moment de la décision d'arrêt. Conçu à la même époque que Phénix, il devait initialement entrer en service en 1978.

Cet abandon fait suite à celui du réacteur THTR 300 (très haute température) de Schmehausen, après que 4 milliards de DM aient été dépensés pour sa construction. Le projet de l'usine de retraitement de Waskersdorf avait lui aussi été abandonné en 1990.

. une opinion favorable dans son ensemble à la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires

Un sondage effectué en mai-juin 1991 par l'Institut d'Allensbach [la Chronique d'Allemagne, op.cit.] a montré que 61 % des Allemands se déclarent en faveur de la poursuite de l'exploitation de centrales nucléaires.

31 % des personnes interrogées se déclarent pour la construction de nouvelles centrales ou le remplacement des vieilles installations par des centrales modernes et plus sûres.

30 % de la population sont pour la continuation de l'exploitation des centrales existantes mais contre la construction de nouvelles tranches.

28 % de la population sont pour l'arrêt de la production d'énergie à partir du nucléaire et la fermeture des centrales existantes.

A la question sur l'avenir de l'énergie en RFA, 84% de personnes interrogées pensent, à leur corps défendant, que des nouvelles centrales seront construites ou que les centrales existantes poursuivront leur fonctionnement. Seuls 8% sont convaincus qu'elles seront arrêtées.

. les ajustements des positions des partis sur le nucléaire

Il semblerait que l'abandon du nucléaire ne fasse plus l'unanimité au sein du SPD [23]. L'aide syndicale du SPD prend ouvertement parti en faveur de l'énergie nucléaire.

Plus importante à court terme est la position adoptée au final par le ministre de l'Économie, M. Jürgen MOLLEMAN, pour son projet de plan énergétique. Il semblerait que ce plan doive prévoir que le fonctionnement des centrales nucléaires déjà en service ne sera pas écourté et que la question de la construction de nouveaux réacteurs reste ouverte.

Une commission composée de spécialistes des questions énergétiques a été chargée en octobre 1991 de trouver un consensus sur la politique énergétique sur les bases précitées.

2.3. La France et les conclusions du groupe de prospective "Energie 2010" du Commissariat général du Plan

Remis en janvier 1991, le rapport du groupe de prospective "Energie 2010" présidé par M. Michel PECQUEUR [24], tire les conclusions sur le secteur nucléaire français de scénarios différents concernant les perspectives énergétiques globales.

D'une manière générale, les années 70 ont été celles de la pénurie d'énergie et les années 80 celles du trop plein. Les deux prochaines décennies devraient quant à elles être marquées par l'instabilité, donc par l'incertitude.

Le marché pétrolier devrait rester le marché directeur de l'énergie. L'Arabie saoudite, l'Iran, l'Irak et le Koweït continueront vraisemblablement à détenir les clés de l'offre mondiale. A condition qu'ils s'entendent, ces pays auront les moyens d'imposer la politique qu'ils souhaitent. Deux possibilités extrêmes existent à cet égard : d'une part des prix élevés et des ventes faibles, d'autre part des prix bas et une demande soutenue.

La première possibilité - prix élevés et ventes faibles - est chiffrée de la manière suivante par le rapport : hausse du prix du baril de brut de 23 dollars en 1990 à 35 dollars en l'an 2000 puis stabilité jusqu'en 2010. Dans ces conditions, la consommation française d'énergie croîtrait modérément (0,43 % par an).

La deuxième possibilité - prix bas et demande soutenue - est chiffrée de la manière suivante : rechute du prix du baril de brut à 18 dollars dès 1991 jusqu'en 1995, puis remontée lente jusqu'à 22 dollars en 2010. Dans cette hypothèse, la consommation augmenterait de 2 % par an.

Le rapport souligne que si le marché du pétrole est un marché directeur pour la consommation d'énergie, d'autres facteurs jouent sur les perspectives de consommation: les incertitudes découlant de la protection de l'environnement, les contraintes découlant du marché unique et les conséquences de l'instabilité de l'URSS sur les marchés internationaux du pétrole, du gaz et du charbon.

Pour répondre à cette "incertitude irréductible" de l'environnement énergétique, le groupe de prospective "Energie 2010" préconise d'une part une flexibilité accrue du système français et d'autre part une réduction drastique du monopole du pétrole dans le transport.

S'agissant du nucléaire, le groupe présidé par M. PECQUEUR estime qu'il ne peut guère aller au delà des 75 % de la production électrique qu'il a atteint. Les débouchés de l'électricité ne peuvent non plus être encore massivement développés.

Le groupe estime d'ailleurs que la prise en compte des impératifs de protection de l'environnement et de lutte contre l'effet de serre est déjà faite en France dans sa plus grande part. Grâce au nucléaire et aux économies d'énergie, la France est déjà l'un des plus performants en Europe pour la limitation des rejets de CO₂ - 1,9 tonne par habitant contre 2,3 tonnes en moyenne en Europe et 5 tonnes aux Etats-Unis et en URSS.

Au total, le groupe "Energie 2010" indique que le rythme de commandes de centrales nucléaires devrait être plus modeste que dans le passé.

Dans l'hypothèse basse pour la croissance de la consommation d'énergie, un réacteur supplémentaire devrait être commandé d'ici à l'an 2000, et 3 réacteurs avant 2005.

Dans l'hypothèse haute, il serait nécessaire de commander 5 réacteurs avant l'an 2000 et 5 autres ensuite.

2.4. la déclaration commune de quatre pays européens pour la coopération nucléaire

Le 25 mars 1991, les gouvernements français, britannique, allemand et belge ont signé *"une déclaration commune en matière d'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques"*.

Cette déclaration prévoit l'élargissement et le renforcement de la coopération entre les signataires notamment dans le domaine de la sûreté des installations nucléaires et de gestion des déchets, tant au niveau de la recherche et de la réglementation qu'à celui de l'industrie. Les signataires s'affirment également décidés à aider les Pays de l'Est *"à amener leurs centrales nucléaires à un niveau de sûreté comparable à celui des pays membres de la communauté"* [25] et [26].

Cette déclaration souligne enfin *"le rôle important que peut jouer une énergie nucléaire sûre pour répondre de façon économique et bénéfique pour l'environnement, aux futurs besoins énergétiques"*.

2.5. la nouvelle stratégie énergétique des Etats-Unis

L'énergie est considérée comme un domaine d'action fondamental par l'administration Bush. En juillet 1989, le Président Bush déclarait :

"l'objectif de la stratégie énergétique de la nation est de trouver un équilibre entre nos besoins croissants en énergie à des prix raisonnables, notre engagement en faveur d'un environnement plus sûr et plus sain, notre détermination de maintenir le leadership de l'économie américaine et notre volonté de réduire notre dépendance et celle de nos amis et alliés vis-à-vis de fournisseurs potentiellement non fiables" [27].

La Stratégie Energétique Nationale publiée en février 1991 concrétise et rassemble les projets de l'administration Bush en matière énergétique. Elle prend appui sur des actions antérieures, comme la révision en 1990 du Clean Air Act, les nouvelles dispositions législatives sur le gaz naturel de 1989, les incitations à l'utilisation de sources d'énergies fossiles nationales et de sources d'énergie renouvelables, les modifications des priorités de recherche et des programmes du Department of Energy.

La Stratégie Energétique Nationale, projet de l'administration Bush, nécessite de nombreuses actions législatives pour entrer en vigueur.

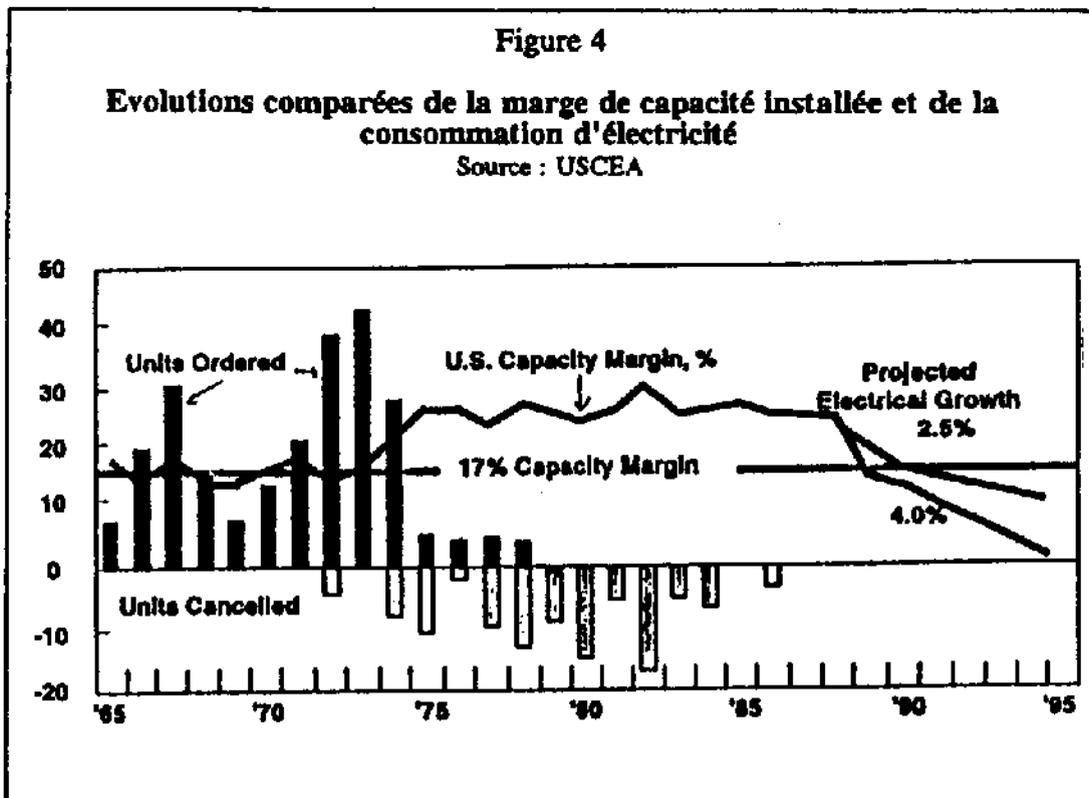
En réalité, les sénateurs Bennett JOHNSTON (Démocrate-Louisiane) et Malcolm WALLOP (Républicain-Wyoming) avaient réussi à devancer la Maison Blanche de quelques semaines et proposaient au début février une proposition de loi visant également à doter les Etats-Unis d'une politique énergétique globale et cohérente [28].

Les objectifs généraux des deux textes - Stratégie Energétique Nationale et proposition JOHNSTON/WALLOP - sont voisins. Leurs propositions en matière de nucléaire se recoupent souvent. Elles seront présentées simultanément dans la suite.

2.5.1. les perspectives d'évolution de la consommation d'électricité

Les premiers convaincus de la nécessité d'augmenter la capacité de production d'électricité installée aux Etats-Unis sont les compagnies d'électricité et les constructeurs divers d'équipement.

La plupart de ceux-ci constatent un rétrécissement jugé dangereux de la marge de capacité installée. Celle-ci est estimée comme devant être supérieure ou égale à 17 %, ainsi que le montre la figure ci-dessous [29].



Le nucléaire doit donc être envisagé parmi d'autres solutions pour accroître la capacité de production installée.

2.5.2. *L'appel à un renouveau du nucléaire*

Selon l'administration, l'énergie nucléaire peut en toute sécurité et en respectant l'environnement fournir la capacité additionnelle de production d'électricité dont les Etats-Unis auront besoin à l'horizon 2030. A deux conditions : d'une part que les durées d'exploitation des centrales soient prolongées, et, d'autre part que les compagnies d'électricité acceptent de considérer que le recours au nucléaire est encore - ou de nouveau - une possibilité envisageable sur les plans technique, politique et économique.

Le volet nucléaire de la Stratégie Energétique Nationale est considéré comme stratégique. Son succès permettrait de faire passer la contribution de l'énergie nucléaire à la production d'électricité de 19 % en 1989 à 21 % en 2030. Son échec conduirait à une diminution de la contribution de l'énergie nucléaire à partir de 2010.

Un scénario établi par le Department of Energy (NES Scenario Case) [30], fondé sur la disponibilité de 1135 GWe de capacité estimative de production nette en 2030, montre quelles sont les contributions des différentes formes de production d'électricité :

- 254 GWe pour les énergies renouvelables
- 686 GWe pour les combustibles fossiles
- 195 GWE pour les centrales nucléaires.

Compte-tenu de leur âge, les centrales actuelles - environ 100 GWe - ne représenteraient plus en 2030 qu'une puissance de 6 GWe sur les bases de certification actuelles.

Grâce au programme d'extension d'activité que le DOE compte engager, les centrales actuelles "prolongées" représenteraient une puissance de 66 GWe en 2030.

Les nouvelles centrales correspondraient à une capacité installée nouvelle de 123 GWe en 2030.

On comprend en conséquence que les Etats-Unis soient considérés par certains industriels du nucléaire comme leur principal marché pour l'avenir, en raison des besoins identifiés par l'administration Bush et du fait de la solvabilité des exploitants. La direction de Framatome, en particulier, considère que les Etats-Unis constituent le marché le plus prometteur [31].

Afin d'obtenir le renouveau du nucléaire recommandé par la Stratégie Energétique Nationale, le Department of Energy prévoit plusieurs types d'actions. Sur le plan du cycle du combustible, la Stratégie Energétique Nationale prévoit de mieux gérer les déchets radioactifs de haute activité, en incluant la recherche et l'autorisation d'un site de stockage permanent. Les actions principales concernent toutefois les réacteurs nucléaires eux-mêmes.

La Stratégie Energétique Nationale est claire quant au renouveau de l'industrie nucléaire à obtenir.

La proposition des sénateurs JOHNSTON/WALLOP prévoit un engagement encore plus explicite de l'administration en faveur de la relance de l'option nucléaire.

Il est probable en conséquence que ces orientations communes survivront aux débats parlementaires.

2.5.3. *L'encouragement à la mise au point de réacteurs nouveaux*

L'effort budgétaire actuellement fait par le Gouvernement américain pour préparer les réacteurs du futur consiste principalement en des encouragements à des programmes de recherche et développements coopératifs, réunissant centres de recherche publics et entreprises du secteur concurrentiel.

Les principaux programmes sont les suivants :

- extension de la durée de vie des centrales existantes
- développement de designs homologués de nouveaux réacteurs à eau légère de forte puissance pour une introduction en service commercial en l'an 2000
- développement de designs homologués de nouveaux réacteurs de puissance moyenne à sûreté renforcée pour une mise en service en l'an 2000
- développement de réacteurs avancés pour une mise en service entre 2010 et 2015.

On trouvera ci-dessous un tableau résumant l'ensemble des subventions du Department of Energy (DOE) pour les trois programmes principaux : les réacteurs à neutrons rapides (LMR), les réacteurs à eau légère (LWR) et les réacteurs à gaz (GR).

Tableau 2

Subventions d'équipement et de fonctionnement du Department of Energy (DOE - USA) pour le développement des réacteurs du futur (millions de \$)
source : DOE [32]

| | 1988 | 1989 | 1990 | 1991 | 1992 |
|-------|------|------|------|------|------|
| LMR | 208 | 192 | 204 | 131 | 165 |
| LWR | 36 | 29 | 25 | 38 | 60 |
| GR | 26 | 22 | 15 | 18 | 6 |
| Total | 270 | 243 | 245 | 187 | 231 |

Notes: LMR : Liquid Metal Reactor; LWR: Light Water Reactors; GR : Gas Reactors; millions of constant 1991 dollars.

L'effort du Gouvernement des Etats-Unis devrait ainsi s'établir à hauteur de 1,3 milliard de francs pour 1992.

Il est à noter que les chiffres présentés ci-dessus ne correspondent pas, notamment pour le réacteur LMR avec ceux publiés par la Lettre d'Amérique de l'Attaché nucléaire de l'Ambassade de France à Washington [33]. La différence provient vraisemblablement de ce que les chiffres DOE incorporent les crédits de fonctionnement et les crédits d'équipement.

Tableau 3

Crédits inscrits au budget du DOE

source : Ambassade de France [op.cit.]

| | FY91 | FY92 | 92/91 |
|--|-------------|-------------|--------------|
| ALWR | | | |
| Evolutionary ALWR | | | |
| Certification Passive Design ALWR | 7,0 | 5,0 | |
| Certification Early Site Permit | 20,0 | 26,0 | |
| Demonstration First-of-a-kind | 3,0 | 5,0 | |
| Certification Safety & Institutional Support | 8,0 | 6,5 | |
| Total | 38,0 | 62,5 | + 63% |
| Advanced Reactor R&D | | | |
| High Temperature Gas Reactor | 18,5 | 6,0 | |
| Liquid Metal Reactor | 13,0 | 41,0 | |
| Fuel Cycle R&D | 25,0 | | |
| Nuclear Engineering Program | | 2,5 | |
| Total | 56,5 | 49,5 | - 13% |

Notes: FY91 : estimation année fiscale 91; FY92 : demandé et accordé; 92/91 en %

L'effort des Etats-Unis s'accomplit également dans d'autres domaines essentiels pour voir les compagnies d'électricité s'engager de nouveau dans la voie du nucléaire.

2.5.4. la réduction des risques économiques par la définition de réacteurs standards

La Stratégie Energétique Nationale fait de la standardisation l'un des objectifs fondamentaux de la nouvelle politique nucléaire américaine.

Dans le passé, en effet, les compagnies d'électricité américaines ont exigé l'adaptation systématique à leurs besoins spécifiques des différents modèles présentés par les constructeurs.

Les inconvénients de cette approche sont aujourd'hui reconnus: allongement des délais de construction, incertitudes sur la fiabilité, augmentation des coûts.

Les avantages de la politique française des paliers standardisés sont à l'inverse aujourd'hui reconnus comme largement supérieurs aux inconvénients éventuels - et rares en réalité - de la possibilité de défauts génériques liés à la standardisation.

La proposition JOHNSTON/WALLOP confie au Department of Energy la promotion de la standardisation des prochaines générations de réacteurs nucléaires, tâche au demeurant considérée comme fondamentale pour la revitalisation du nucléaire aux Etats-Unis [Lettre d'Amérique, op.cit.].

Selon la proposition, le Department of Energy devrait lancer dans les 60 jours suivant l'adoption du texte, un processus de sélection des projets de réacteurs, qui après examen et homologation, seraient élevés au rang de standards. Les critères de sélection seraient les suivants : compétitivité, possibilité de préfabrication, adaptabilité, utilisation de systèmes passifs de sûreté, caractéristiques non-proliférantes.

Les nouveaux mécanismes d'autorisation mis au point par la NRC et repris par la proposition (voir plus loin) seraient testés par le Department of Energy qui choisirait un ou plusieurs réacteurs à cet effet, ces réacteurs devenant ultérieurement des standards de fait. Le DOE interviendrait également pour faire la démonstration commerciale de l'ensemble du processus.

La proposition JOHNSTON/WALLOP ne précise pas encore quels sont les réacteurs qui pourraient être utilisés pour tester la procédure d'homologation et devenir des standards de fait. Il devrait s'agir toutefois selon toute probabilité d'un réacteur extrapolé des réacteurs actuels - le réacteur ABWR de General Electric ou le System 80+ de Combustion Engineering - et d'un réacteur dit avancé.

2.5.5. la réduction des incertitudes réglementaires par la réforme du processus d'autorisation

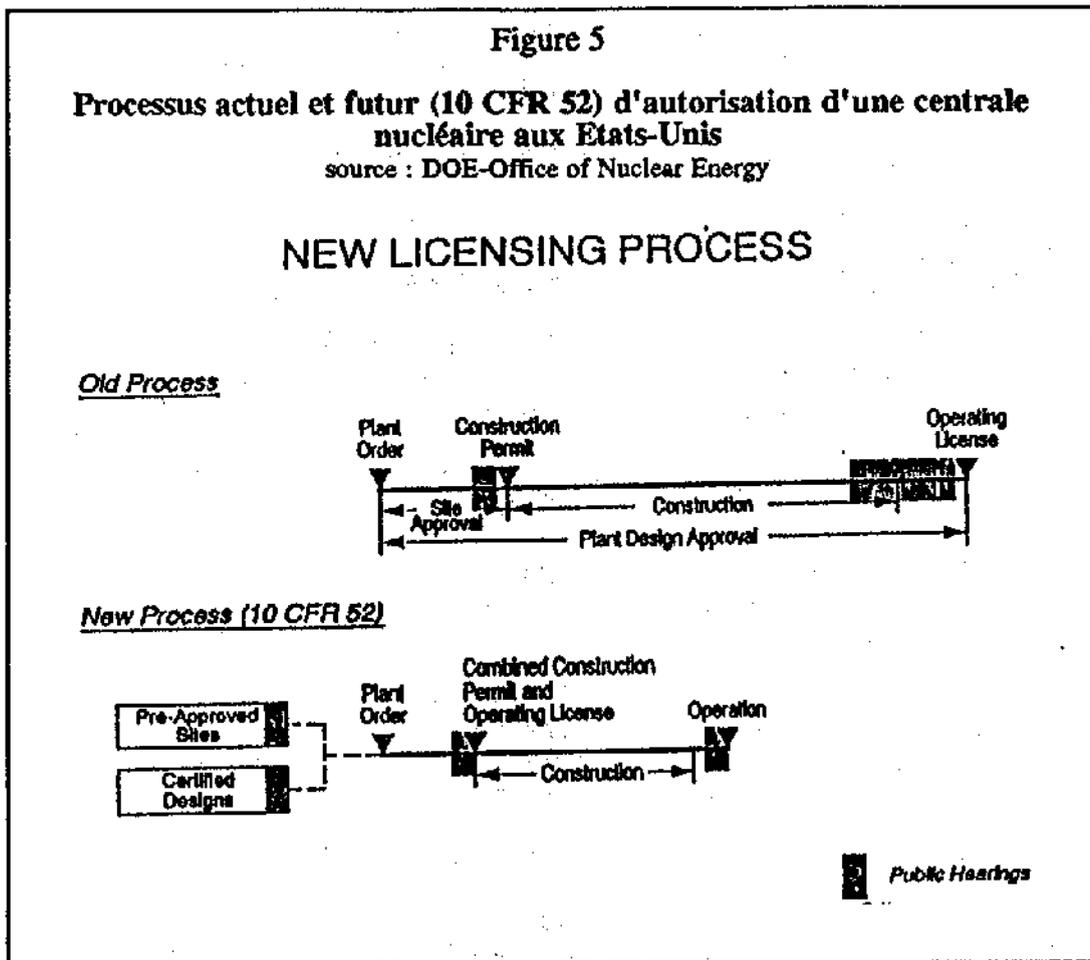
Dans les difficultés rencontrées par l'industrie nucléaire aux Etats-Unis depuis le début des années 70, le processus d'autorisation des centrales porte une responsabilité importante.

On estime en effet que, depuis 1970, plus de 100 projets de construction de réacteurs nucléaires ont été soit annulés soit différés indéfiniment. Les pertes enregistrées par les compagnies électriques ayant lancé la construction de centrales et finalement empêchées - soit temporairement, soit définitivement - de les exploiter, sont estimées à plusieurs de dizaines de milliards de dollars.

Les dysfonctionnements du processus d'autorisation sont de fait jugés par toutes les parties comme la cause essentielle de la stagnation du nucléaire aux Etats-Unis.

La Nuclear Regulatory Commission a terminé en février 1991 la réforme de la procédure d'homologation des réacteurs nucléaires entamée 21 mois auparavant.

Les différences entre le nouveau processus et l'ancien sont patentes, ainsi que le schématise le graphique suivant [H.H. ROHM, op.cit.].



Selon la nouvelle procédure, les compagnies d'électricité obtiendraient une licence combinée pour la construction et l'exploitation d'un réacteur standardisé sur un site préapprouvé - la sûreté des projets intégrant des systèmes non éprouvés devrait être démontrée par la construction d'un prototype-.

Les compagnies devraient fournir des informations sur la totalité de la centrale. Le niveau de détail de celles-ci serait fonction de leur importance pour la sûreté. Les modifications apportées à un projet postérieurement à la certification pourraient ne pas entraîner le réexamen de l'ensemble du projet.

S'agissant des auditions publiques, les deux auditions seraient maintenues. La première interviendrait avant la construction de la centrale. La seconde audition continuerait d'avoir lieu juste avant le démarrage de la centrale. Son objet serait toutefois limité à l'examen de la conformité de la réalisation par rapport au projet homologué.

Ainsi devraient être évités les incertitudes sur la bonne fin du processus d'autorisation, à savoir l'obtention de l'autorisation d'exploitation, à l'heure actuelle subordonnée à l'approbation de l'architecture et au bon déroulement de la deuxième audition publique.

L'Administration Bush comme les sénateurs JOHNSTON et WALLOP entendent pérenniser les bonnes dispositions de la NRC en donnant force de loi à la nouvelle réglementation que cette dernière a adoptée.

2.5.6. le récent rapport de l'O.T.A. en faveur du nucléaire

L'Office of Technological Assessment du Congrès des Etats-Unis a récemment publié à la demande de trois commissions parlementaires, un rapport intitulé *Energy Technology Choices : Shaping Our Future* [34].

Selon ce rapport, la dépendance des Etats-Unis vis-à-vis des combustibles fossiles est incompatible à terme avec l'impératif de la lutte contre les pollutions atmosphériques et avec l'effet de serre.

Il sera nécessaire de faire jouer un rôle croissant aux énergies nouvelles et à l'énergie nucléaire, de fission ou de fusion.

L'énergie nucléaire peut permettre d'atteindre les trois objectifs fondamentaux de la croissance économique, de la préservation de la qualité de l'environnement et de la sécurité nationale.

L'O.T.A. estime qu'une reprise des commandes de réacteurs est vraisemblable. Ceci est d'autant plus vrai que les résultats d'exploitation des centrales américaines s'améliorent, notamment sur le plan des taux de disponibilité, et donc, des coûts et du nombre de kWh produits.

2.5.7. les crédits alloués par l'EPRI aux réacteurs du futur

L'EPRI (Electric Power Research Institute) rassemble les efforts de compagnies d'électricité américaines dans les technologies de production, de distribution et d'utilisation de l'électricité - voir tome 1, chapitre sur la sûreté et la maintenance - [35].

L'EPRI a mis en place un programme 1991-1993 de 16,5 millions de dollars sur les réacteurs à eau légère avancés.

Les objectifs de ce programme sont les suivants :

- obtenir une procédure d'homologation stable pour les réacteurs à eau légère avancés

- participer au financement des designs d'un ou plusieurs réacteurs de moyenne puissance (600 MWe), de manière à obtenir la certification du design en 1995
- contribuer à asseoir le rôle directeur des compagnies d'électricité dans la définition des réacteurs à eau légère du futur, de manière que ces réacteurs soient un choix - reconnu comme possible sur un plan international - pour les compagnies d'électricité vers les années 1985.

Différentes compagnies d'électricité non américaines participent aux projets, dont Electricité de France qui participe à la définition du cahier des charges pour le développement du réacteur évolutionnaire et aux réflexions sur les réacteurs dits passifs [36].

2.5.8. *l'acceptation du nucléaire par l'opinion publique*

Un récent sondage montre que l'opinion américaine, y compris la fraction de la population qui s'identifie comme "environmentalist" évolue vers une meilleure acceptation de l'énergie nucléaire.

Ce sondage a été réalisé par l'institut Gallup en juillet-août 1991 par téléphone sur un échantillon représentatif national de 1000 adultes. La marge d'erreur annoncée est de 3 % [37].

En 1990, 65 % des adultes estimaient nécessaire que l'énergie nucléaire joue un rôle important, selon un autre sondage [38].

En 1991, 73 % des adultes estiment nécessaire que l'énergie nucléaire joue un rôle important pour pourvoir aux besoins en énergie futurs de l'Amérique.

Le sondage définit les consommateurs écologistes comme ceux qui s'intitulent "environnementalistes" et qui ont soit fait des dons, soit investi de leur temps dans une association de protection de l'environnement.

Le sondage indique que 70 % des consommateurs écologistes ont la même opinion que ci-dessus.

63 % des adultes interrogés approuvent l'affirmation selon laquelle *"l'utilisation de l'énergie nucléaire pour la production d'électricité permet de réduire les émissions de gaz à effet de serre et la pollution atmosphérique"*.

71 % des adultes interrogés approuvent également l'opinion selon laquelle *"nous devrions utiliser davantage l'énergie nucléaire, si celle-ci permet de réduire les émissions de gaz à effet de serre et la pollution atmosphérique"*.

2.6. le Japon

Le Japon a, dans le domaine énergétique comme pour tout domaine stratégique, un plan à long terme.

Ce plan qui vise essentiellement à assurer une indépendance accrue au Japon assigne une place importante à l'énergie nucléaire pour le présent et l'avenir.

La situation du Japon en matière nucléaire est excellemment décrite par les notes de M. P. MORIETTE, Attaché nucléaire de l'Ambassade de France au Japon [39].

Les informations présentées ci-dessous résultent en grande partie des indications fournies par celui-ci, mais aussi des observations faites directement par votre Rapporteur sur le terrain.

2.6.1. le programme d'équipement le plus important du monde pour les dix ans à venir

Le parc électronucléaire japonais compte, en septembre 1990, 40 réacteurs en exploitation, représentant une puissance installée de 31 645 MWe. 12 réacteurs étaient en construction et 3 commandés.

Plusieurs caractéristiques doivent être soulignées concernant le parc électronucléaire actuellement en service :

- la filière eau légère y a une part prédominante, avec 99 % de la puissance installée
- au sein de la part des réacteurs à eau légère, il y a diversification des technologies entre l'eau pressurisée et l'eau bouillante
- les réacteurs à eau bouillante représentent une part de 58 % de la puissance "eau légère" soit 18 137 MWe, et les réacteurs à eau pressurisée une part de 42 %, soit une puissance de 13 177 MWe
- deux filières sont représentées pour une puissance résiduelle faible - au total 331 MWe - mais néanmoins réelle, la filière uranium naturel - graphite - gaz avec le réacteur Magnox de Tokai 1 (166 MWe), et la filière haute température avec le réacteur Advanced high Temperature Reactor (165 MWe).

Tableau 4

Parc électronucléaire du Japon en septembre 1990

source : M. MORIETTE [op.cit.]

| 09/91 | serv. | constr. | com. | total |
|--------|-----------------|-----------------|---------------|-----------------|
| BWR | 21 18137 MWe | 5 4702 MWe | 3 3537 MWe | 29 26376 MWe |
| PWR | 17 13177 MWe | 6 6189 MWe | 0 0 | 23 19366 MWe |
| autres | 2 331 MWe | 1 280 MWe | 0 0 | 3 611 MWe |
| total | 40 31645 MWe | 12 11171 MWe | 3 3537 MWe | 55 46353 MWe |

Notes: - BWR : réacteurs à eau bouillante; PWR : réacteurs à eau pressurisée; autres : Magnox, ATR, RNR

- serv.: en service; constr.: en construction; com.: en commande; total : total en service en l'an 2000 environ

- nombre de réacteurs et puissances correspondantes.

Les réacteurs actuellement en construction - soit 12 réacteurs - doivent être mis en service entre 1991 et 1997. Les réacteurs commandés seront mis en service entre 1996 et 2000.

2.6.2. des prévisions ambitieuses à l'horizon 2010

En juin 1990, le Comité consultatif sur l'énergie a remis au ministre du MITI son rapport sur la politique énergétique japonaise jusqu'en 2010.

Les trois contraintes clé de l'avenir énergétique du Japon sont identifiées comme les suivantes :

- faire face à l'augmentation de la consommation énergétique du Japon qui conditionne le niveau de vie

- augmenter la part de l'énergie nucléaire dans l'approvisionnement en énergie primaire du Japon et la faire passer de 9 % environ en 1988 à 16,7 % en 2010

- faire diminuer les émissions de gaz carbonique et les ramener à leur niveau de 1990.

Par ailleurs, des études économiques récentes, de l'Institut de l'Economie Energétique (IEE) japonais, montrent qu'à l'horizon 2010, le

nucléaire continuerait d'être la technique la plus économique pour produire de l'électricité [40].

Fondant ses calculs sur la durée de vie des installations, l'IEE estime qu'une centrale nucléaire fonctionnant à 70 % de sa capacité devrait fournir son électricité en 2010 à 8,93 yens le kilowattheure, contre 10,45 pour les centrales thermiques au charbon, 11,78 yens pour les centrales à cycle combiné au gaz naturel, 12,43 yens pour les centrales à gaz naturel et 13,06 yens pour les centrales thermiques au fuel.

Sur la base des contraintes ci-dessus, il est calculé par le MITI que la puissance nucléaire installée devra passer de 31 645 MWe en 1990 à 72 500 MWe en 2010.

Compte-tenu des 15 réacteurs en construction ou en commande, ce sont environ 25 réacteurs d'une puissance d'environ 1000 MWe qu'il faut commander et construire avant 2010.

En octobre 1990, l'Atomic Energy Commission publie son livre blanc. Cette organisation s'est vu assigner par la loi fondamentale japonaise de l'énergie atomique en 1956 une place très importante. L'AEC est en effet chargée de préparer et planifier la politique de développement nucléaire du pays et à prendre des décisions sur ces sujets.

En octobre 1990, l'AEC reprend à son compte les prévisions de juin 1990 du MITI. La voie est donc tracée pour l'énergie nucléaire au Japon. C'est celle d'un effort d'équipement important en réacteurs à eau légère, en attendant l'entrée en service des réacteurs à neutrons rapides, qui constituent pour le Japon la voie d'avenir pour les années 2030-2050.

2.7. Les nouveaux pays industriels

Les nouveaux pays industriels constituent un marché vierge et semble-t-il prometteur pour l'énergie nucléaire.

La culture industrielle des salariés de ces pays s'accroît rapidement. Certains pays connaissent une croissance économique rapide. Celle-ci s'accompagne traditionnellement d'une augmentation encore plus rapide des besoins en électricité. Généralement ces pays, quoiqu'endettés sont solvables. Enfin, l'équipement du pays en infrastructure directement utiles pour la croissance économique est considérée comme prioritaire.

La Corée du Sud possède 9 réacteurs en service et en construit 2 actuellement. 49 % de son électricité est d'origine nucléaire [AIEA, op.cit.]. En juillet 1991, la compagnie d'électricité KEPCO a passé commande de deux réacteurs System 80 de 1000 Mwe chacun au groupe helvético-suédois Asea Brown Boweri (ABB). Ces deux réacteurs devraient entrer en service en 1998 et 1999 [41]. Cette commande et celle d'un réacteur Candu passée en janvier 1991 seront complétées par un programme additionnel d'équipement de 13 réacteurs devant être construits avec 2006 [42].

Autre nouveau pays industriel à vouloir compléter son équipement de 6 réacteurs nucléaires, Taïwan.

Les hésitations observées par nombre d'industriels envers la fourniture de centrales aux pays en voie de développement pourraient se réduire, encore qu'un expert aussi avisé que M. Marcel BOITEUX ait manifesté des réserves sérieuses à la Conférence de l'Energie de Montréal en 1989.

Parmi ces pays, l'Indonésie a récemment fait connaître qu'elle lancerait dans les deux ans un appel d'offre pour la fourniture de sa première centrale. L'objectif de l'Indonésie est de construire 12 centrales de 600 MWe en 25 ans [43].

B. LES FORCES EN PRESENCE : LE POLE ETATS-UNIS/JAPON, LE POLE ETATS-UNIS/EUROPE DU NORD ET LE POLE EUROPE COMMUNAUTAIRE

L'arrêt des commandes dans le nucléaire dans le monde est intervenu à des dates différentes selon les pays. Intervenu depuis le milieu des années 1970 aux Etats-Unis, cet arrêt a considérablement affaibli des constructeurs qui pourtant avaient été à l'origine des technologies les plus employées dans le monde, à savoir les technologies PWR (Pressurized Water Reactor) et BWR (Boiling Water Reactor).

Ayant entamé son effort d'équipement plus tardivement que les Etats-Unis, l'Europe - en particulier la France - et le Japon n'ont connu ce ralentissement que plus récemment. Leurs industries nucléaires ont gardé une activité, certes réduite, mais non nulle.

Les industries nucléaires européenne et japonaise apparaissent aujourd'hui non plus à la remorque des constructeurs américains mais seules à même de revitaliser une industrie américaine qui, par la force des choses, s'est largement détournée du nucléaire, faute de commandes et de perspectives.

Le tableau suivant propose un classement des entreprises mondiales de biens d'équipement, établi par l'Expansion [44].

Tableau 5

Les vingt premières entreprises mondiales des biens d'équipement

source : l'Expansion

| n° | entreprise | CA mds FF | Rés. nets mds FF |
|----|----------------------------|--------------|---------------------|
| 1 | General Electric (USA) | 318,3 | 22,9 |
| 2 | Hitachi (Japon) | 276,2 | 8,0 |
| 3 | Matsushita (Japon) | 237,1 | 9,0 |
| 4 | Siemens (RFA) | 213,7 | 5,0 |
| 5 | Philips (Pays-Bas) | 168,2 | -12,7 |
| 6 | Toshiba (Japon) | 164,4 | 5,0 |
| 7 | ABB (Suède-Suisse) | 150,9 | 3,2 |
| 8 | Alcatel-Alsthom (France) | 144,1 | 5,1 |
| 9 | NEC (Japon) | 132,9 | 3,2 |
| 10 | Mitsubishi El. (Japon) | 115,6 | 2,9 |
| 11 | Mitsubishi Heavy I (Japon) | 89,3 | 2,6 |
| 12 | Mannesmann (RFA) | 82,2 | 1,6 |
| 13 | Tenneco (USA) | 81,1 | 3,1 |
| 14 | Thomson (France) | 75,2 | -2,5 |
| 15 | GEC (Royaume-Uni) | 74,0 | 6,0 |
| 16 | Westinghouse (USA) | 70,3 | 1,5 |
| 17 | Caterpillar (USA) | 62,8 | 1,1 |
| 18 | MAN (RFA) | 59,0 | 1,0 |
| 19 | Krupp (RFA) | 52,8 | 0,5 |
| 20 | Deere (USA) | 42,9 | 2,2 |

Les entreprises référencées dans ce classement fournissent des biens d'équipement largement diversifiés sinon disparates, allant des pelleteuses aux circuits intégrés en passant par les réacteurs nucléaires. Par ailleurs, l'influence

des parités monétaires et de leur évolution peut conduire à des différences avec d'autres classements.

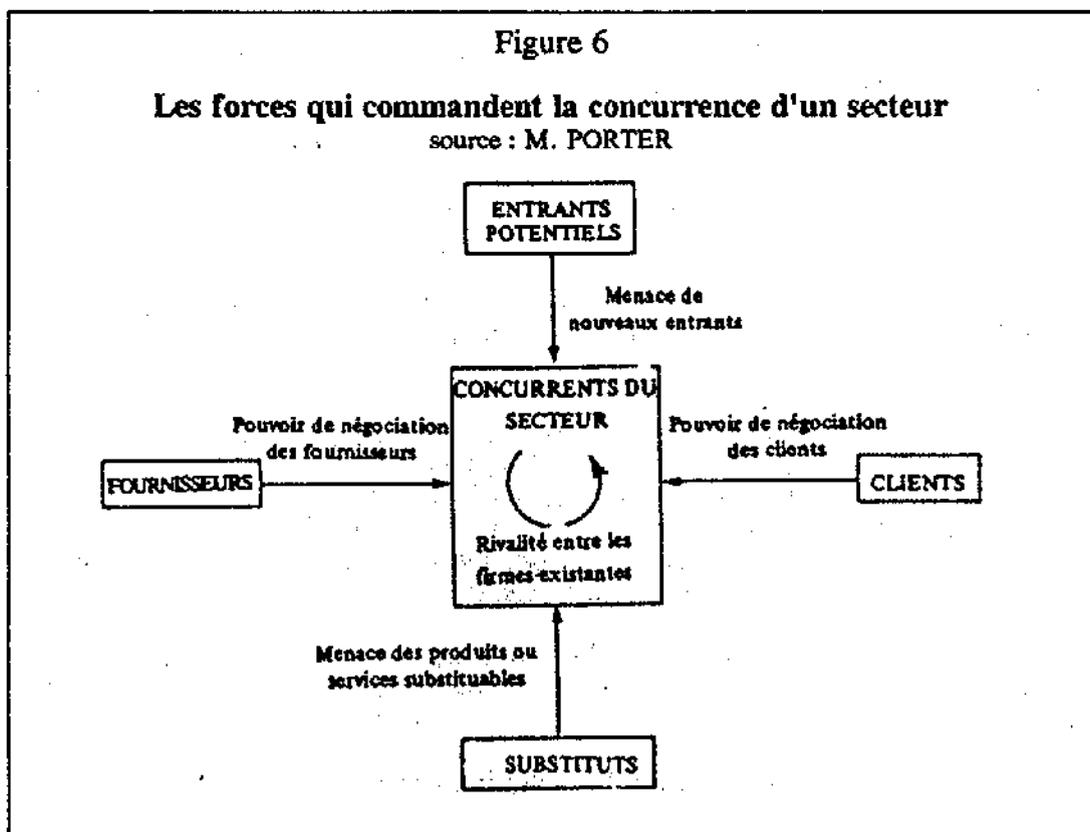
Ce classement doit donc être utilisé avec prudence.

Un classement plus directement utilisable aurait été celui des chiffres d'affaires réalisés dans les équipements de production d'électricité dont les équipements nucléaires, par chacune des entreprises qui y ont une activité actuellement.

Mais la puissance financière apportée par l'appartenance à un grand groupe diversifié est un atout pour le développement de toute activité à fort coefficient de capital. Ce classement peut donc donner des indications utiles.

Il est toutefois nécessaire de remarquer que les chiffres d'affaires ne représentent qu'un des éléments de la position de force réelle d'une entreprise.

Selon Michael PORTER [45], et d'autres auteurs de microéconomie, les relations d'une entreprise avec son environnement - ses fournisseurs et ses clients - ont une importance capitale, selon la figure suivante.



Dans le cas du nucléaire, les barrières à l'entrée de nouveaux fournisseurs sur les marchés nationaux sont considérables : réglementation de la sûreté, soutien de l'Etat, ancienneté des relations client-fournisseur.

Les relations entre les constructeurs et l'Etat d'origine sont à l'évidence déterminantes.

Mais un autre aspect est essentiel dans l'industrie nucléaire, celui des relations entre le constructeur et son client, c'est-à-dire la ou les compagnies d'électricité.

Le cas des Etats-Unis est particulier à cet égard. L'existence de trois constructeurs d'origine américaine (General Electric et Westinghouse) ou installés aux Etats-Unis (Combustion Engineering racheté par ABB) met les compagnies d'électricité qui sont au demeurant nombreuses, en situation de pouvoir choisir à la fois la filière et l'entreprise.

Le cas des autres pays est différent, avec un constructeur (RFA, Suède, Suisse, France) ou deux tout au plus (Japon) et un nombre variable également de compagnies d'électricité.

L'ouverture des frontières en Europe et l'intensité de la compétition sur un marché mondial des réacteurs nucléaires encore très réduit peuvent modifier à l'avenir les conditions de la concurrence.

1. LES ETATS-UNIS : L'AFFAIBLISSEMENT DE WESTINGHOUSE ET LA PUISSANCE DE GENERAL ELECTRIC

L'industrie nucléaire américaine a créé le nucléaire civil des pays occidentaux.

Aujourd'hui, le premier constructeur mondial par les capacités installées - Westinghouse - joue sa survie dans le secteur nucléaire sur la présentation de concepts nouveaux.

General Electric quant à lui, renforcée par une politique de développement dans son métier et dans des métiers connexes, qui en ont fait le premier mondial de l'industrie des biens d'équipement, peut mettre l'accent dans le domaine de l'énergie aussi bien sur les turbines à gaz que sur les réacteurs nucléaires. En tout état de cause, General Electric cherche à partager les frais de recherche et développement avec d'autres entreprises.

La tyrannie de la gestion du cours de l'action à Wall Street et du "bottom line" ou du résultat immédiat, a affaibli considérablement l'industrie américaine.

L'industrie nucléaire en est l'illustration parfaite.

1.1. L'affaiblissement de Westinghouse

Westinghouse est, dans le domaine du nucléaire, l'entreprise qui a sans doute les plus importants états de service. Leader mondial de la technologie des réacteurs à eau légère pressurisée, Westinghouse est l'un des deux premiers constructeurs mondiaux, sinon le premier, en matière de capacités installées.

Westinghouse est toutefois aujourd'hui affaibli par la chute des commandes de centrales aux Etats-Unis et par une diversification sans lien direct avec son métier de base.

1.1.1. L'un des tout premiers sinon le premier constructeur mondial de l'histoire du nucléaire

Le total des réacteurs construits par Westinghouse s'élève à 52 réacteurs aux Etats-Unis et 24 sur des marchés étrangers (Brésil : 1; Corée du Sud : 6; Espagne : 6; Japon : 4; Suède : 3; Suisse : 2; Taïwan : 2) [CEA, op.cit].

Les 117 réacteurs PWR supplémentaires en service dans le monde ont été construits soit sur licence Westinghouse, soit sur la base des technologies dérivées de celles développées par Westinghouse ou inspirées de celles-ci.

Westinghouse a fait le choix de la technologie des réacteurs à eau sous pression, sur la base d'une expérience acquise dans le domaine des réacteurs de propulsion nucléaire pour les sous-marins.

En 1991, Westinghouse prépare l'avenir du nucléaire avec deux projets de réacteurs à eau légère pressurisée :

- . le réacteur évolutionnaire de grande puissance APWR, et,
- . le réacteur de moyenne puissance AP-600 dit passif.

Westinghouse semble rencontrer des difficultés avec le projet APWR et mettre tous ses efforts sur le réacteur AP-600, pourtant plus contesté dans ses choix d'ingénierie et de sûreté.

Aujourd'hui, ainsi que le montrent les données ci-dessous, tirées du rapport d'activité de Westinghouse pour 1990, l'entreprise est largement diversifiée, résultat d'une politique menée pour faire face à l'interruption des commandes de réacteurs nucléaires aux Etats-Unis.

1.1.2. une diversification du type conglomérat sans synergie avec le métier de base

Le total du chiffres d'affaires de Westinghouse en 1990 est de 12,915 milliards de dollars. Westinghouse emploie environ 117 000 personnes dans le monde.

Dans le classement mondial des entreprises de biens d'équipement préparé par l'Expansion [46] (voir tableau ci-dessus), Westinghouse n'apparaît qu'à la 16ème place.

Westinghouse est ainsi devancé par les constructeurs de réacteurs nucléaires suivants : General Electric dont le chiffre d'affaires global (CA) est 4,5 fois supérieur; Hitachi (CA global 3,9 fois supérieur); Siemens (CA 3 fois supérieur); Toshiba (CA 2,3 fois supérieur); ABB (CA 2,1 fois supérieur); Mitsubishi Heavy Industries (CA 1,3 fois supérieur).

Une autre évolution de Westinghouse doit être signalée : sa diversification tous azimuts, selon une stratégie de conglomérat qui semble dater des années 1970 où l'effet de levier du capital emprunté pouvait jouer à plein.

Les différents secteurs d'activité de Westinghouse étaient en effet en 1990 les suivants :

- réseaux de télévision et de radio:

0,9 milliard de \$

- systèmes électroniques civils : radars, avionique, systèmes d'information; systèmes électroniques pour la défense : radars, AWACS, systèmes radars et infra-rouge, systèmes embarqués :

3,2 milliards de \$

- gestion de l'environnement : gestion des déchets nucléaires, déchets ménagers, déchets industriels :

1,4 milliard de \$

- services financiers : apports en capitaux propres, prêts à long terme aux entreprises, opérations immobilières, leasings :

1,2 milliard de \$

- groupe industriel : Thermo King (stockages et transports frigorifiques), Distribution & Control (commercialisation de matériels électriques divers); Westinghouse Electric Supply Company (autre société de distribution de matériels électriques); Westinghouse Communities (opérations d'aménagement et de promotion immobilière) :

3,4 milliards de \$

- The Knoll Group : mobilier de bureau

0,4 milliard de \$

- Equipements et Service pour la production d'énergie :

2,4 milliards de \$.

La part des équipements et services pour la production d'énergie représente en conséquence 19 % du chiffre d'affaires.

Cette faible spécialisation dans la production d'énergie peut être reliée à l'arrêt des commandes de réacteurs nucléaires aux Etats-Unis et au ralentissement des programmes nucléaires dans les autres pays.

La diversification opérée par Westinghouse s'est faite dans des métiers qui n'ont en toute rigueur rien à voir avec celui de producteur de biens d'équipement pour la production d'énergie.

Ainsi seul, le segment d'activité des systèmes électroniques peut mettre en jeu des connaissances et des compétences pouvant apporter une synergie avec le nucléaire.

Au total, on peut donc dire que le poids réel de Westinghouse dans le domaine de l'énergie n'est au sens large que de 5,6 milliards de dollars en 1990.

Les responsables de Westinghouse rencontrés par votre Rapporteur en mars 1991 lui ont indiqué que les biens d'équipement pour la production d'énergie représentent une part très significative de l'entreprise.

En réalité, il n'en est rien. La vocation originelle de Westinghouse, dédiée à l'électricité et aux systèmes la produisant ou la mettant en oeuvre, n'est plus qu'un lointain souvenir.

Certains observateurs laissent même entendre que Westinghouse joue son avenir en tant qu'industriel du nucléaire, sur le concept de réacteur dit passif AP-600 (voir plus loin). L'échec de ce projet conduirait à un retrait à terme du nucléaire pour cette entreprise qui semble privilégier la rentabilité à court terme.

1.2. La puissance de General Electric et sa politique de coopération avec le Japon

General Electric est à la fois l'un des grands constructeurs mondiaux de centrales nucléaires, chef de file de la filière des réacteurs à eau légère bouillante et l'une des plus importantes entreprises mondiales.

1.2.1. L'un des premiers constructeurs mondiaux

Le nombre total des réacteurs construits par General Electric s'élève à 61 pour une puissance installée de 46 371 MWe, avec 3 réacteurs actuellement en cours d'achèvement. Les licences vendues par General Electric notamment à Siemens-KWU (RFA) et au Japon ont permis la construction de 25 réacteurs supplémentaires.

General Electric a choisi la filière des réacteurs à eau légère, avec la technique des réacteurs à eau bouillante (BWR).

Les premières réalisations datent de 1957 (VBWR) et 1959 (Dresden 1). La dernière centrale GE-BWR entrée en service commercial est celle de Laguna Verde-1 au Mexique.

La conception initiale du réacteur BWR a subi 6 évolutions. Les modèles successifs s'étagent de BWR-1 à BWR-6. Trois enceintes de confinement différentes ont été mises au point.

General Electric a engagé un important effort de préparation de l'avenir. En leader des projets ou en coopération avec d'autres constructeurs, General Electric est présent sur le marché des projets de réacteurs avec :

- le réacteur évolutionnaire de forte puissance ABWR
- le réacteur de moyenne puissance SBWR
- le réacteur à neutrons rapides modulaire PRISM.

Ces projets sont examinés dans la suite. Leurs chances de s'imposer seront accrues par la puissance du groupe General Electric.

1.2.2. une entreprise puissante à la stratégie cohérente

General Electric (GE), avec un chiffre d'affaires de 58,4 milliards de dollars en 1990, est l'une des plus grandes entreprises du monde. GE emploie environ 300 000 personnes dans le monde.

General Electric est, selon l'Expansion [op.cit.], la première entreprise mondiale du secteur des biens d'équipement, avec un chiffre d'affaires supérieur de 15 % à celui de la deuxième entreprise du secteur, à savoir Hitachi. Toshiba qui, comme Hitachi, coopère avec General Electric dans le domaine des réacteurs nucléaires, est classé 6ème par la même source.

Ses domaines d'activité et ses résultats 1990 sont les suivants [47]:

- aérospatial : satellites, radars, systèmes intégrés et technologies pour la défense, l'espace et l'aviation :

5,6 milliards de \$

- moteurs d'avions civils ou militaires :

7,6 milliards de \$

- équipements électriques et électroniques pour les ménages :

5,7 milliards de \$

- équipements de production et de distribution de l'énergie électrique :

5,8 milliards de \$

- dispositifs d'éclairage, moteurs électriques, équipements de traction :

7,0 milliards de \$

- systèmes médicaux, autres produits et services techniques :

4,9 milliards de \$

- communications et services, dont NBC, réseau de télévision :
3,2 milliards de \$
- matériaux de hautes performances :
5,2 milliards de \$
- services financiers :
9,0 milliards de \$
- assurance :
2,8 milliards de \$
- courtage, négociation :
2,9 milliards de \$.

Le chiffre d'affaires réalisé dans le domaine des équipements de production et de distribution de l'énergie électrique représente donc environ 10% du chiffre d'affaires global.

General Electric, dans le domaine de la production d'énergie, connaît d'importants succès avec les turbines à gaz où il est le leader mondial.

1.3. Combustion Engineering

Combustion Engineering (CE) est la troisième entreprise américaine assurant la construction d'ilot nucléaire aux Etats-Unis.

Combustion Engineering est toutefois d'une taille très inférieure à celle de General Electric et de Westinghouse. Son chiffre d'affaires 1990 est de 3,5 milliards de dollars. Combustion Engineering emploie à la même date 30 000 personnes.

Combustion Engineering a construit 15 réacteurs à eau pressurisée aux Etats-Unis et aucun dans le reste du monde [CEA, op.cit.].

En 1989, Combustion Engineering à la suite du marasme des commandes d'équipement de production d'électricité cherche un partenaire. Différents groupes dont le français CGE avec son partenaire britannique GEC sont sur les rangs.

Certains observateurs remarquent des recouvrements de compétence entre GEC et Combustion Engineering, notamment dans le domaine des turbines à gaz. L'offre conjointe n'aurait pas été en conséquence compétitive. Avec le recul, ces mêmes observateurs en infèrent que la CGE aurait dû faire une proposition de rachat par elle-même.

Au final, c'est le groupe suédois-suisse Asea Brown Boveri qui réussit à prendre le contrôle de Combustion Engineering.

Depuis lors, il apparaît que Combustion Engineering détient un portefeuille de technologies compétitives.

CE est en effet performant non seulement dans le domaine nucléaire mais également pour les turbines à gaz et d'autres équipements énergétiques. De surcroît, Combustion Engineering est bien placé aux Etats-Unis pour les projets de réacteurs du futur avec le projet de réacteur évolutionnaire à eau légère pressurisée Système 80 + de forte puissance.

Le groupe CE-ABB est enfin très présent dans les débats sur les réacteurs du long terme lointain, avec les projets de réacteurs de moyenne puissance à eau légère pressurisée SIR et PIUS et avec le réacteur modulaire à haute température MHTGR.

1.4. Babcock & Wilcox

La société Babcock & Wilcox est la quatrième entreprise de l'industrie nucléaire américaine. Son chiffre d'affaires 1990 est de 3,2 milliards de dollars. L'entreprise emploie environ 28 000 personnes.

Babcock & Wilcox a construit 7 réacteurs à eau pressurisée aux Etats-Unis et aucun dans le reste du monde.

Son activité de fournisseur d'îlot nucléaire s'est brutalement interrompue après l'accident de Three Mile Island, survenu le 28 mars 1979.

Deux filiales de Babcock et Wilcox, B & W Nuclear Services et B & W Nuclear Fuels, comprennent des participations françaises, initialement minoritaires et qui devraient devenir majoritaires en 1992.

1.5. General Atomics

General Atomics est une société travaillant principalement pour la défense. A ce titre, il est, de l'aveu même de l'ambassade de France à Washington, difficile d'obtenir des indications sur la structure et les projets de cette société.

Il semble toutefois que General Atomics recherche avec force une diversification dans les réacteurs à usage civil, pour compenser les probables ralentissements de ses commandes militaires.

Son projet de réacteur MHTGR comprend de nombreux avocats aux Etats-Unis. Ses propriétés intéressantes de sûreté et sa modularité pourraient permettre la construction d'un réacteur de démonstration.

2. LES POSITIONS FORTES MAIS MENACEES DE L'INDUSTRIE NUCLEAIRE EUROPEENNE : ABB, SIEMENS-KWU, FRAMATOME

L'industrie européenne est aujourd'hui restructurée en trois pôles dont deux d'entre eux - Siemens-KWU et Framatome ont commencé une coopération fondamentale pour l'avenir et le troisième - ABB - a réussi à s'implanter aux Etats-Unis en rachetant Combustion Engineering.

2.1. le Groupe ASEA BROWN BOWERI

Le Groupe ABB résulte d'une fusion devenue effective le 1er janvier 1988 [48] entre la société helvétique d'électromécanique Brown Boweri et la société suédoise Asea.

Cette fusion au surplus transfrontière est un modèle du genre par ses résultats. Entre 1989 et 1990, ABB gagne trois places dans le classement mondial des entreprises de biens d'équipements, pour atteindre le 7ème rang en 1990.

ABB compte aujourd'hui plus de 160 000 employés et obtient plus du tiers de son chiffre d'affaires aux Etats-Unis, grâce notamment au rachat de l'entreprise américaine Combustion Engineering en 1990.

Si l'on met au crédit d'ABB l'ensemble des réacteurs construits par Asea et par Brown-Boweri, l'on arrive au total de 13 réacteurs tous de la filière eau bouillante.

La prise de contrôle de Combustion Engineering lui permet également de mettre les réacteurs PWR à son catalogue.

ABB semble bénéficier de positions inexpugnables en Scandinavie. Son dynamisme et ses positions fortes dans d'autres catégories de biens d'équipement, son implantation aux Etats-Unis par l'intermédiaire de Combustion Engineering pourraient l'aider à remporter des succès sur d'autres marchés.

2.2. Siemens-KWU

Avec un chiffre d'affaires de 213 milliards de francs en 1990 selon l'Expansion [op.cit.], et 373 000 salariés [49], Siemens est l'un des géants mondiaux des biens d'équipements.

2.2.1. un des géants mondiaux de la construction électrique

Siemens est présent dans les domaines d'activité suivants : semi-conducteurs, composants passifs et tubes électroniques, matériels médicaux, électronique de défense, machines outils, automatismes, systèmes, centraux téléphoniques privés, équipements électriques divers, systèmes de transports, équipements de production d'électricité.

KWU représente la division production d'énergie de Siemens.

Au démarrage du programme électronucléaire allemand, AEG et Siemens sont en lice, avec toutefois l'attribution de la filière bouillante à une association Siemens-AEG au travers de KWU créé en 1969 et celle de la filière pressurisée au seul Siemens. KWU passe sous le contrôle de Siemens, lorsqu'AEG rencontre des difficultés majeures.

Au total, Siemens regroupe aujourd'hui l'ensemble des compétences allemandes dans le domaine du nucléaire allemand. Ses références sont les 7 réacteurs à eau bouillante et les 13 réacteurs à eau pressurisée du marché allemand, le réacteur à eau lourde pressurisée argentin Atucha-1 et le réacteur à eau pressurisée de Borsselle aux Pays-Bas.

2.2.2. KWU, présent dans l'ensemble des équipements de production d'électricité et de chaleur

Le chiffre d'affaires de KWU en 1990 (01-10-1989/30-09-90) s'est élevé à 5,8 milliards de DM, soit environ 20 milliards de francs [50]. La part du nucléaire représente environ 40 % du chiffre d'affaires, soit 8 milliards de francs.

Les domaines d'activité de KWU sont les suivants :

- centrales thermiques classiques (gaz, charbon, fuel) et énergies renouvelables (hydroélectricité)
- centrales nucléaires
- cycle du combustible nucléaire
- énergies renouvelables : équipements hydroélectriques, éoliennes, centrales solaires thermiques ou photovoltaïques
- ingénierie électrique, instrumentation et contrôle
- services pour les centrales électriques
- équipement de surveillance de la pollution et équipements de dépollution.

KWU a enregistré en 1990 une augmentation significative de ses commandes de centrales thermiques classiques - notamment les centrales à cycle combiné - et a consolidé sa place de leader mondial dans le domaine du contrôle-commande.

Ainsi qu'il a été vu plus haut pour la situation du nucléaire en Allemagne, Siemens KWU souhaite parvenir à la construction de deux réacteurs à eau pressurisée dans les Länder de l'Est, suite à la fermeture des centrales est-allemandes de Greifswald et l'arrêt de la construction de celle de Stendal.

En tout état de cause, les contraintes d'approvisionnement en électricité des Länder de l'Est devraient fournir à KWU un flux de commandes assuré, dans l'un ou plusieurs des domaines suivants : réacteurs nucléaires, turbines à gaz, chaudières au charbon, au lignite ou équipements de dépollution pour les centrales thermiques existantes.

2.3. Framatome

Framatome est l'un des deux grands constructeurs mondiaux de chaudières nucléaires. Des éléments sont donnés sur la situation du constructeur national dans le chapitre III consacré à la situation française.

Quelques remarques sont toutefois nécessaires à ce stade pour caractériser d'une manière très générale les faiblesses relatives et les atouts du constructeur national par rapport à la concurrence.

Framatome, spécialisé dans l'îlot nucléaire, n'est pas en mesure, contrairement à certains concurrents comme Siemens, de présenter une offre globale, comprenant l'ensemble des fournitures - îlot nucléaire et îlot conventionnel - à ses clients potentiels.

Même si une diversification est réalisée avec succès, Framatome réunit dans son organisation un nombre de métiers plus restreint que ses grands concurrents.

Ceci est souvent présenté comme une faiblesse relative. A l'inverse, cette situation peut recéler des avantages, dans la mesure où Framatome pourrait envisager de diversifier ses co-contractants fournisseurs de turbo-alternateurs, par exemple, voire même de systèmes de contrôle-commande, etc, en choisissant les meilleurs sur le marché mondial afin d'améliorer encore la compétitivité de ses offres.

Mais par rapport à ses concurrents, Framatome bénéficie de trois atouts essentiels.

En premier lieu, c'est probablement le constructeur qui a les références les plus importantes tant en nombre total de chaudières nucléaires construites qu'en termes de succès sur le marché national et sur les marchés étrangers dans les dernières années.

Son deuxième atout essentiel est de continuer actuellement de construire des chaudières nucléaires. Même si cette activité est considérablement ralentie par rapport aux années de montée en puissance du parc électronucléaire français, son activité reste réelle. Le maintien des compétences et de l'outil industriel a pu être assuré grâce à un courant de commande minimal.

Le troisième atout majeur de Framatome est sa force dans les services nucléaires. La fourniture de 60 chaudières nucléaires en France ou à l'étranger a généré une activité de services et de maintenance qui donne à Framatome probablement l'expérience et les capacités les plus importantes au monde.

Un redémarrage du nucléaire dans les toutes prochaines années pourrait laisser croire que Framatome a désormais traversé la période la plus difficile de sa jeune histoire. En réalité, les prochaines années seront sans doute encore plus délicates à négocier compte-tenu de la force de la concurrence sur des marchés de toute façon très restreints.

3. LE JAPON : UN FUTUR GEANT DU NUCLEAIRE ?

La diminution de sa dépendance énergétique est en permanence un objectif stratégique du Japon.

Pour ce faire, le Japon s'est doté, comme on l'a vu, d'un plan d'équipement à moyen-long terme en centrales nucléaires.

D'autre part, le Japon a engagé, comme dans d'autres secteurs, un effort de recherche et développement intensif, dont on ne voit pas pour quelles raisons il ne devrait pas déboucher sur des réacteurs et des installations compétitifs.

Par ailleurs, les entreprises japonaises du secteur des biens d'équipement préparent méthodiquement un accroissement de leurs exportations notamment dans la zone Pacifique.

Tout est en place pour que les constructeurs japonais, Toshiba, Hitachi et Mitsubishi Heavy Industries deviennent dans les prochaines années, des compétiteurs de premier rang sur le marché nucléaire mondial.

3.1. un effort de recherche et développement considérable

L'évolution classique du développement technologique a souvent été décrite. Il part de la copie et de l'achat de licences de fabrication ou d'exploitation, passe par l'adaptation et le perfectionnement des procédés importés et se termine, en cas de succès, par l'indépendance puis le leadership technologiques.

Ce mouvement a été observé au cours de l'Histoire, en premier lieu pour les Etats-Unis au XIXème siècle et au début du XXème siècle. Le Japon en est l'illustration parfaite dans les industries de pointe depuis le début des années soixante.

En 1960, Hitachi et Toshiba déposaient respectivement 2 et 3 brevets aux Etats-Unis, contre 773 pour General Electric et 96 pour Siemens. En 1982, les dépôts respectifs de brevets aux Etats-Unis étaient de 544 et 301 pour Hitachi et Toshiba, 741 pour General Electric et 477 pour Siemens. [51].

Quel que soit le secteur industriel considéré, les grandes entreprises japonaises dépensent au milieu des années quatre vingt une proportion plus

élevée de leur chiffre d'affaires dans la recherche et le développement que les entreprises américaines ou européennes.

Dans le domaine du nucléaire, le Japon est encore en phase d'acquisition de technologie.

La continuité de son effort d'équipement favorise à la fois l'accroissement de ses compétences et son poids relatif par rapport aux autres pays.

Les accords de coopération du Japon avec les grands du nucléaire, que sont les Etats-Unis pour la filière eau légère et la France pour les réacteurs à neutrons rapides, montrent que ce pays est d'ores et déjà devenu un acteur important du nucléaire mondial.

Cette place résulte sans doute autant de facteurs financiers - la nécessité de partager les coûts de recherche et développement - que d'une avance réelle de l'industrie et des centres de recherche japonais.

Elle ne peut que contribuer au rattrapage par le Japon des industries des autres pays, voire à leur dépassement.

3.2. Hitachi, Toshiba et MHI, de futurs poids lourds du nucléaire mondial?

Les indications qui suivent sont tirées principalement du "*Petit guide de l'organisation nucléaire au Japon*" préparé par M. P. MORIETTE, attaché pour les questions nucléaires de l'ambassade de France au Japon [52].

3.2.1. Mitsubishi Heavy Industries

Classé au 11ème rang des entreprises mondiales de production de biens d'équipements, Mitsubishi Heavy Industries (MHI) emploie environ 44 000 personnes en 1989 et réalise en 1990 un chiffre d'affaires de 89,3 milliards de francs.

MHI est l'un des plus grands constructeurs mondiaux dans le domaine de l'industrie lourde :

- ponts en acier, matériels roulants
- construction navale
- installations et machines pour l'industrie chimique
- centrales géothermiques
- centrales nucléaires
- avions, équipements spatiaux.

Dans le domaine du nucléaire, MHI construit des réacteurs PWR sous licence Westinghouse. Sa capacité de production est de 3000 MWe, correspondant à 3 systèmes complets.

Le total des réacteurs construits par MHI est de 17 réacteurs PWR représentant une capacité de 13 177 MWe. MHI assure actuellement la

construction de 6 PWR supplémentaires représentant une capacité supplémentaire de 6 189 MWe.

MHI est présent également dans d'autres secteurs du nucléaire :

- centrifugeuses pour l'enrichissement de l'uranium
- instrumentation et contrôle
- alternateurs
- équipements pour l'industrie du cycle du combustible
- ingénierie nucléaire.

MHI impliqué dans la construction du réacteur à neutrons rapides de MONJU a fourni le cœur, une partie des structures internes, la cuve, la cuve de sûreté, une partie des composants des générateurs de vapeur.

MHI est le chef de file des industriels japonais chargés de la conception et de la construction de l'usine de retraitement de Rokkashomura (800 t/an) construite sous licence Cogema.

Compte-tenu des perspectives limitées de réacteurs PWR au Japon - les compagnies d'électricité correspondants n'ont pas de site disponible -, MHI ne peut que mettre l'accent sur le cycle du combustible et les réacteurs à neutrons rapides.

3.2.2. Hitachi

Deuxième entreprise mondiale dans le domaine des biens d'équipements, Hitachi obtient un chiffre d'affaires 1990 de 276,2 milliards de F selon l'Expansion [op.cit.] et, avec un autre périmètre de consolidation, de 132,5 milliards de F pour un effectif d'environ 79 600 personnes en 1990 [P. MORIETTE, op.cit.].

Les principaux produits fabriqués par Hitachi sont les suivants :

- mécanique lourde : compresseurs, pompes, ascenseurs, climatisations
- matériel lourd de transport : locomotives
- matériel électrique : alternateurs, transformateurs, câbles
- centrales thermiques, hydroélectriques
- réacteurs nucléaires
- composants électroniques, dont semi-conducteurs
- électronique grand public
- électroménager.

Les références d'Hitachi dans le domaine des réacteurs nucléaires - où il s'est spécialisé dans les réacteurs à eau bouillante - , sont les suivantes : 9 réacteurs en service et 3 réacteurs en construction.

Hitachi a fourni pour Monju une partie des composants des générateurs de vapeur, les mécanismes des barres de contrôle, les échangeurs intermédiaires et les pompes primaires.

3.2.3. Toshiba

Toshiba est au 6ème rang du classement mondial des entreprises de biens d'équipement, avec un chiffre d'affaires 1990 de 164 milliards de francs selon l'Expansion [op.cit] et selon un autre périmètre de consolidation [P. MORIETTE, op.cit.] de 115 milliards de francs avec un effectif de 69 600 personnes en 1990.

Les principaux secteurs d'activité de Toshiba sont les suivants :

- électromécanique lourde : turbo-alternateurs, locomotives, transformateurs et moteurs électriques
- composants électroniques, semi-conducteurs
- ordinateurs, télécommunications, électronique médicale, photocopieurs
- électroménager
- électronique grand public.

En tant que fournisseurs de réacteurs nucléaires de la filière des réacteurs à eau légère bouillante (BWR), Toshiba travaille en collaboration avec Ishilawajima-Harima Heavy Industries (IHI), société du même groupe industriel qui fabrique la chaudronnerie lourde des centrales nucléaires. Toshiba assure l'ingénierie, la fabrication de l'équipement électrique et celle des turbo-alternateurs.

Toshiba a fourni, dans les conditions ci-dessus, 10 réacteurs BWR en service en 1990 (7 872 MWe) et construit 3 BWR (4 162 MWe). La capacité de production de l'ensemble de Toshiba-IHI est de 2 à 3 systèmes complets BWR d'une puissance unitaire de 1 100 MWe par an.

Concernant le surgénérateur MONJU, Toshiba a fourni les équipements: structures supérieures du réacteur, couvercle de cuve, bouchon tournant, système de contrôle des barres de commande, circuit secondaire, circuits auxiliaires, systèmes de chargement du combustible, groupes turbo-alternateurs, instrumentation.

3.3. quelle avance l'Europe et les Etats-Unis peuvent-ils conserver et comment ?

La question est finalement la suivante, en ce qui concerne le poids du Japon dans la compétition mondiale des réacteurs nucléaires.

L'innovation technologique est encore dominée par les Etats-Unis et l'Europe.

Si la prochaine génération de réacteurs s'accompagne d'un saut technologique décisif et convaincant, il y a toutes chances pour que les Etats-Unis et l'Europe gardent leur leadership. Au contraire, si une continuité prudente - et au demeurant peut-être souhaitable pour la sûreté - l'emporte, il semble acquis pour votre Rapporteur que le Japon sera au premier rang des grands du nucléaire au début du siècle prochain.

CHAPITRE II

LES TRAVAUX MENES DANS LE MONDE SUR LES REACTEURS DU FUTUR : DE MULTIPLES INITIATIVES

Les concepts et les techniques étudiés en 1991 dans le domaine du nucléaire sont multiples et présentent des degrés de maturité très différents.

Ainsi qu'on l'a indiqué en introduction, on considère dans un premier temps les filières qui ont trait au long terme.

Selon les avis convergents de nombreux experts, la filière rapide et la filière haute température ne peuvent trouver dans l'immédiat d'application industrielle. Les objectifs dans ces domaines sont au plus, à courte échéance, de préciser les concepts et/ou de mettre en place ou d'exploiter des réacteurs de démonstration, voire des prototypes.

En revanche, les constructeurs proposent dans la filière eau légère des projets plus proches de l'application industrielle.

Votre Rapporteur, qui a conduit un travail d'investigation directe sur le terrain avec un nombre important de représentants de constructeurs, ne peut que relever le foisonnement d'initiatives qui, si elles ne sont pour la plupart qu'à l'état de projet, sont la preuve que la préparation des réacteurs du futur est en cours chez la quasi-totalité des centres de recherche et des constructeurs.

A. LES FILIERES RAPIDE ET HAUTE TEMPERATURE : LA PREPARATION DU LONG TERME

Un des résultats les plus importants de l'observation des initiatives prises dans les différents pays nucléaires est que des filières considérées comme dépassées ou aventureuses par certains observateurs font l'objet de réflexions approfondies ou de réalisations pratiques engageant des sommes considérables.

1. LA FILIERE DES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

La première partie du rapport a abordé les problèmes rencontrés en France par les réacteurs Phénix et Superphénix.

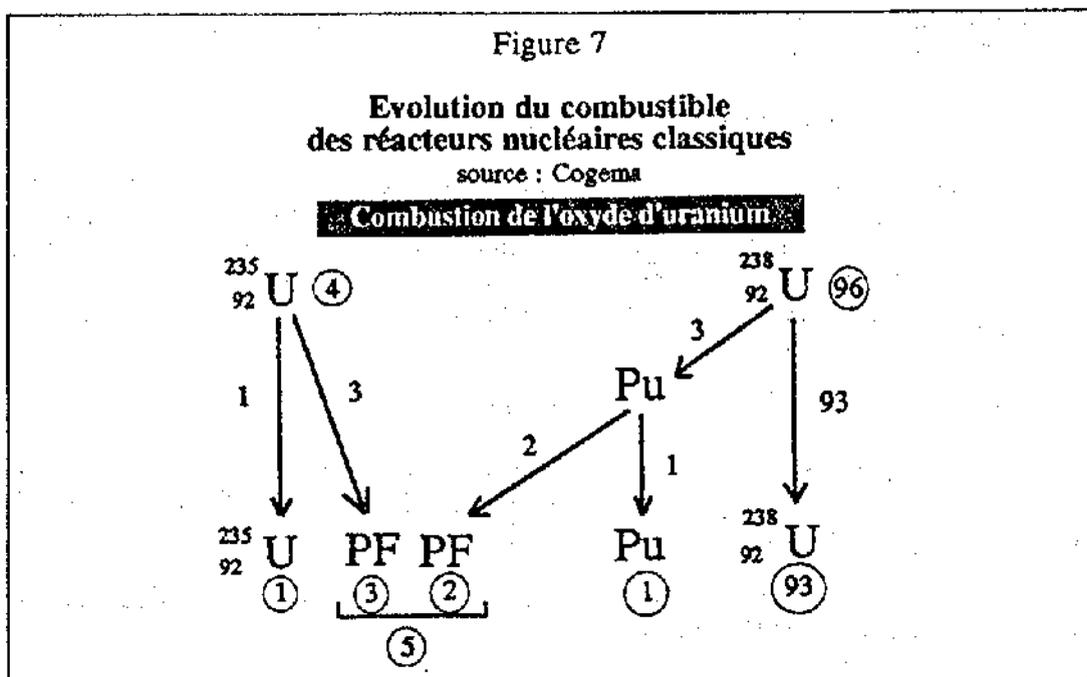
Ces difficultés sérieuses peuvent occulter la ou les finalités de la filière et laisser croire que seule la France persévère dans une voie que d'aucuns considèrent comme une impasse.

Il semble nécessaire de rappeler dans un premier temps les objectifs poursuivis avec les travaux sur la filière rapide. Les différents projets menés dans différents pays sont ensuite présentés. Il en est de même ultérieurement pour les réacteurs à haute température.

1.1. principes de base et principaux arguments avancés en faveur de la filière à neutrons rapides

Les réacteurs à neutrons lents utilisent la plus grande part de l'uranium 235 présent dans les assemblages de combustible.

En revanche, l'uranium 238 présent en très large majorité n'est en pratique que peu consommé. D'où un rendement global en uranium très faible, ainsi que le montre le schéma ci-dessous.



1.1.1. le "gâchis" d'uranium naturel des réacteurs classiques

Dans le cas d'un réacteur à eau pressurisée, le combustible est un mélange d'oxydes d'uranium ayant la composition suivante :

- 4 % d'uranium 235
- 96 % d'uranium 238.

Une fois utilisé, le combustible ne comprend plus qu'1 % d'uranium 235 mais comprend encore 93 % d'uranium 238.

Il est nécessaire de faire plusieurs remarques à cet égard.

En premier lieu, ainsi que le montre le schéma, le combustible utilisé comprend également 1 % de plutonium, élément lui aussi fissile.

Par ailleurs, l'uranium à l'état naturel comprend une part infime d'uranium 235. Il faut donc pour préparer le combustible utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée enrichir l'uranium naturel. Cette opération nécessite une série d'opérations chimiques et physiques d'un coût très élevé.

Enfin, le combustible utilisé contient une part importante d'uranium 238, en réalité 93 % du total final. Seuls 3 % de l'uranium 238 ont été utilisés.

1.1.2. une utilisation plus efficace des ressources en uranium et en plutonium

Une meilleure utilisation de l'uranium naturel, une réutilisation du plutonium produit dans les réacteurs à eau légère et une réduction drastique des

contraintes de l'enrichissement, tels sont quelques-uns des objectifs prioritaires que la filière rapide cherche à atteindre.

. un rendement thermodynamique supérieur

Grâce à l'utilisation du sodium, les réacteurs à neutrons rapides produisent de la vapeur à des températures et à des pressions très élevées. D'où des rendements thermodynamiques nettement supérieurs à ceux des centrales nucléaires classiques (42 % contre 32 %). Du fait de la qualité de ces rendements, les rejets thermiques dans l'environnement sont plus faibles que ceux des centrales REP [53].

. une meilleure utilisation de l'uranium naturel

La faisabilité de la filière est fondée sur un constat simple : si l'on réussit à le convertir en plutonium, un noyau d'uranium 238 pourra fournir autant d'énergie qu'un noyau d'uranium 235.

Dans les réacteurs à neutrons rapides, on favorisera en conséquence la capture de neutrons par l'uranium 238.

A cet effet, il faudra, au contraire des réacteurs à eau légère que l'on rencontre habituellement, éviter de ralentir les neutrons. La capture de neutrons par les noyaux d'uranium 238 sera d'autant plus favorisée que ces neutrons posséderont une grande énergie. D'où le nom de réacteurs à neutrons rapides.

La filière des réacteurs à neutrons rapides peut être considérée comme une réponse potentielle pour l'approvisionnement en uranium à long terme.

Le bilan des consommations annuelles en uranium appauvri (U 238) pour deux centrales de 1200 MWe, l'une constituée d'un réacteur à eau pressurisée (REP) et l'autre d'un réacteur à neutrons rapides (RNR) le montre [54]:

- le REP utilise 194 tonnes d'uranium appauvri et en rejette 162 tonnes par an
- le RNR utilise 2 tonnes d'uranium appauvri par an.

. la récupération du combustible des centrales classiques

Considérons par ailleurs le cas d'un réacteur à neutrons rapides fonctionnant en aval d'un parc de réacteurs à eau pressurisée dont le combustible est retraité.

Le fonctionnement de ces réacteurs et le retraitement conduisent à la récupération d'uranium 238 et de plutonium.

Or un mélange peut, dans la proportion de 85 % d'oxyde d'uranium 238 et de 15 % d'oxyde de plutonium, être utilisé dans un réacteur à neutrons rapides. Le plutonium constitue la matière fissile, l'uranium 238 la matière fertile.

La filière rapide permet donc une utilisation des sous-produits des réacteurs classiques

Le plutonium est à cet égard un combustible à considérer avec autant de soin que l'uranium. Or, une centrale nucléaire de 1200 MWe produit, inévitablement, quelles que soient sa filière ou sa nationalité, 400 à 500 kg de plutonium par an.

Mais une autre propriété potentielle des réacteurs à neutrons rapides doit être soulignée, la surgénération.

1.1.3. l'ajustement des stocks de plutonium

Le réacteur à neutrons rapides permet en outre d'optimiser les stocks de plutonium.

. la surgénération possible de plutonium

Il est possible, sous certaines conditions de fonctionnement, de produire plus de plutonium qu'il n'en est consommé. Ce mode de fonctionnement est appelé surgénération.

La fission d'un noyau de plutonium 239 produit en effet trois neutrons. Statistiquement, le devenir de ces neutrons peut être décrit de la manière suivante : l'un de ces neutrons sert à rompre un autre noyau de plutonium; un autre des trois neutrons est capturé par un noyau d'uranium 238, qui se transforme ainsi en plutonium 239 - il y a ainsi régénération de plutonium; le troisième neutron est capturé dans certains cas par les matériaux formant le réacteur et dans d'autres cas par un autre noyau d'uranium 238.

Dans la pratique, on dispose autour du coeur formé d'assemblages fissiles, un ensemble d'assemblages fertiles, constitué d'uranium naturel ou d'uranium appauvri. Une autre possibilité est de placer de l'uranium fertile au dessus et au dessous du coeur. La couverture de matière fertile reçoit les neutrons issus du coeur et qui n'ont pas participé à la fission. Par absorption des neutrons issus du coeur, la couverture d'uranium 238 se transforme progressivement en plutonium fissile.

Le réacteur consomme de la matière fissile au niveau du coeur, où la fission produit l'énergie calorifique. Il produit de la matière fissile dans la couverture, où l'uranium fertile 238 se transforme en plutonium fissile 239.

Ainsi, il peut y avoir production d'un peu plus de plutonium qu'il n'en a été consommé. Il y a surgénération dans certaines conditions de fonctionnement.

Mais la surgénération n'est ni automatique ni indispensable.

Ainsi, par exemple, dans le cas de Superphénix, NERSA a pris la décision en juin 1989 d'abaisser le taux de surgénération à zéro.

. le réacteur à neutrons rapides, incinérateur de plutonium.

En réalité, le réacteur à neutrons rapides peut aussi être considéré et utilisé comme un incinérateur de plutonium.

Dans ces conditions, le plutonium est non pas surgénéré mais au contraire brûlé tout à fait classiquement.

Compte-tenu par ailleurs de leurs caractéristiques - présence de neutrons rapides, donc possédant des énergies importantes - , les réacteurs à neutrons rapides peuvent enfin être utilisés pour brûler les produits de fission issus des réacteurs classiques.

1.2. le développement de la filière dans le monde

Ainsi que le montre le tableau suivant, la période de développement de multiples réacteurs à neutrons rapides de recherche, période qui commence au début des années 70 est aujourd'hui terminée. Au contraire, différents pays, comme les Etats-Unis ou la RFA ont depuis lors stoppé des projets voire des chantiers.

Les experts comme ceux rassemblés par l'OCDE à la conférence internationale sur l'avenir des réacteurs rapides [55], mettent en avant le fait qu'à terme, on ne peut exclure une pénurie des ressources en uranium.

Les cris d'alarme s'élevant sur l'insuffisance des ressources consacrés à cette filière ne doivent pas toutefois laisser penser que le mouvement des idées relatives aux réacteurs à neutrons rapides s'est arrêté. Au contraire, la suite montre que les projets étrangers sont multiples dans le monde, auxquels il faut rajouter l'apport de la France, avec Phénix et Superphénix.

Tableau 6

Les réacteurs à neutrons rapides dans le monde
source : CEA [op.cit.]

I. Etats-Unis

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|----------------|
| Clementine | Los Alamos | 0,025 (th) | expérimental | 1946 | fin d'activité |
| EBR1 | Idaho | 0,2 (e) | expérimental | 1951 | fin d'activité |
| Enrico Fermi | Michigan | 66 (e) | expérimental | 1963 | fin d'activité |
| EBR2 | Idaho | 20 (e) | expérimental | 1965 | en service |
| FFTF | Hanford | 400 (th) | expérimental | 1980 | en service |

II. France

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|----------------|----------------|------------------|-----------------|----------------|
| Raspodé | Cadarache | 40 (th) | expérimental | 1967 | fin d'activité |
| Phénix | Marcoule | 250 (e) | démonstration | 1973 | en service |
| Superphénix | Creys-Malville | 1200 (e) | industriel | 1986 | en service |

III. Grande-Bretagne

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|----------------|
| DFR | Dounreay | 15 (e) | expérimental | 1959 | fin d'activité |
| PFR | Dounreay | 250 (e) | démonstration | 1975 | en service |

IV. Inde

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|-------------|
| FBTR | Kaipakkam | 15 (e) | expérimental | 1985 | en service |

V. Italie

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|-------------|
| PEC | Brasimone | 116 (th) | expérimental | construction | arrêtée |

VI. Japon

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|--------------|
| Joyo | Ofu | 100 (th) | expérimental | 1977 | en service |
| Monju | | 300 (e) | démonstration | en | construction |

VII. REA

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|-------------|
| KNK II | Karlsruhe | 20 (e) | expérimental | 1985 | en service |
| SNR 300 | Kaléur | 300 (e) | démonstration | construction | arrêtée |

VIII. URSS

| Nom du réacteur | Localisation | Puissance (MW) | Type de réacteur | Mise en service | Etat actuel |
|-----------------|--------------|----------------|------------------|-----------------|--------------|
| BR5 | Obrinsk | 10 (th) | expérimental | 1958 | en service |
| BOR 60 | Melkess | 12 (e) | expérimental | 1969 | en service |
| BN 350 | Chevchenko | 150 (e) * | démonstration | 1972 | en service |
| BN 600 | Beloyarsk | 600 (e) | industriel | 1980 | en service |
| BN 800 | Beloyarsk | 800 (e) | industriel | en | construction |

* désassemblage et production d'électricité

nota : (th) puissance thermique; (e) puissance électrique

1.3. L'expérience soviétique

L'Union soviétique possède le plus grand parc de réacteurs à neutrons rapides du monde.

En particulier, le site de Beloyarskaya en Sibérie, à 1 500 km à l'est de Moscou) comprend le réacteur BN 600 en fonctionnement depuis 1980 et le réacteur BN 800 en construction.

Selon H. LAUER de SBK qui s'exprime dans les Colonnes de Creys-Malville, magazine édité par NERSA [56], la fiabilité et les coefficients de disponibilité du réacteur BN 600 sont élevés. Ce réacteur fonctionne à l'uranium enrichi. Les statistiques montrent que, depuis 1982, ses arrêts sont essentiellement dus aux révisions et aux rechargements programmés.

Selon ce membre de la direction de Superphénix, les Soviétiques ont une très grande compétence dans le domaine de la maintenance des composants ayant fonctionné dans le sodium.

Pour le combustible, en revanche, leur technologie est en retard par rapport à la technologie française, la durée de vie des assemblages combustibles dans le cœur n'étant que de 330 jours contre 640 jours prévus à Superphénix.

Les automatismes de Beloyarskaya sont moins nombreux et semblent moins performants que ceux de Superphénix.

L'approche de la sûreté en vigueur semble différente de l'approche européenne. Le réacteur BN 600 ne comprend que 2 barrières de protection (contre 4 pour Phénix et Superphénix). La rupture de la première barrière - la gaine du combustible - n'entraîne pas automatiquement l'arrêt du réacteur. Ceci s'est produit à plusieurs reprises au début de l'exploitation du réacteur, selon H. LAUER [op.cit]. Enfin, les circuits d'évacuation de la puissance résiduelle ne sont pas dimensionnés contre les séismes.

Les réacteurs à neutrons rapides soviétiques sembleraient ainsi, selon ce témoignage, fonctionner d'une manière suivie, sur des bases technologiques compétitives dans quelques domaines et en retard dans d'autres. Leur niveau de sûreté, toutefois, ne semble pas comparable à celui des réacteurs occidentaux ou japonais.

1.4. la filière rapide au Japon

Comme il en a l'habitude dans les secteurs identifiés comme stratégiques, le Japon suit un plan à long terme pour la filière des réacteurs à neutrons rapides. Ce plan est considéré comme un volet fondamental de la stratégie énergétique japonaise.

1.4.1. les réacteurs à neutrons rapides, une filière stratégique et bénéficiant d'un plan à long terme

Le plan relatif à la filière rapide a enregistré sa première réalisation pratique avec la divergence du réacteur JOYO de faible puissance (100 Mwth), qui s'est produite en 1977.

La deuxième étape importante du plan japonais est la construction du réacteur MONJU (sagesse en japonais). MONJU, réacteur d'une puissance de 280 MWe, est en voie d'achèvement et devrait diverger en octobre 1992.

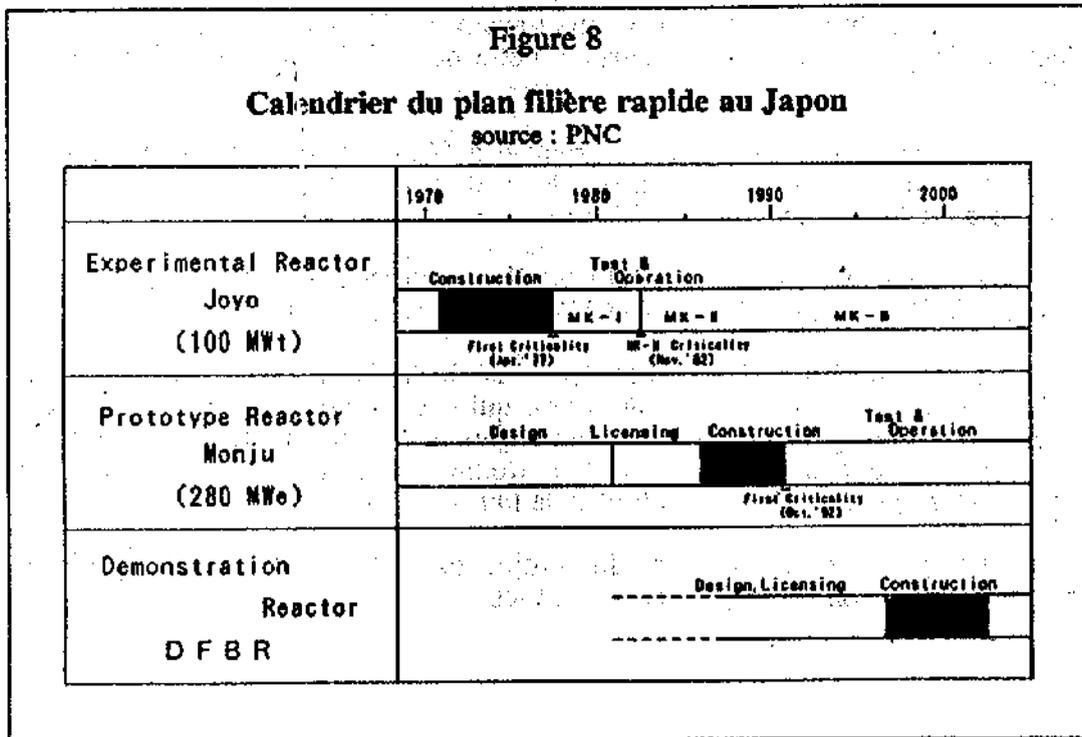
La construction d'un réacteur de démonstration - prototype industriel - est prévue pour la fin des années 1990.

La puissance de ce réacteur de démonstration serait comprise entre 600 et 800 MWe. La construction de RNR (réacteurs à neutrons rapides) de série est prévue pour la fin des années 2020.

C'est la PNC (Power reactor and Nuclear fuel Development Corporation), organisation semi-publique placée sur la tutelle du STA (Science and Technology Agency), qui est responsable du développement de la filière rapide au Japon - ses autres domaines d'action sont les réacteurs à eau lourde et le cycle du combustible - .

Pour la définition et la construction du réacteur de démonstration, les compagnies d'électricité prendraient le relais de PNC.

La figure suivante donne le calendrier du programme filière rapide du Japon [57].



Un haut responsable du MITI a déclaré à votre Rapporteur [58] que le Japon avait tablé dans les années 70 sur un prompt développement des réacteurs à neutrons rapides. La baisse du prix de l'uranium et les difficultés rencontrées par ce type de réacteurs dans certains pays ont ralenti le processus. Le Japon, oeuvrant à long terme, ne compte pas toutefois interrompre ses efforts dans ce domaine.

Le Japon pour mener à bien ce plan a largement fait appel à la coopération internationale.

Il existe des relations anciennes entre le CEA et le JAERI dans d'autres domaines que les rapides. Il n'existe pas de coopération directe entre PNC et NERSA pour le retour d'expérience de Superphénix. En revanche, un accord de coopération entre le CEA et PNC a été signé le 14 juin 1991.

1.4.2. les caractéristiques principales de MONJU

Le réacteur MONJU est implanté à 400 km à l'est de Tokyo, au bord de la mer du Japon, dans la préfecture de Fukui, non loin de la ville de Tsuruga.

Pour pouvoir accueillir le réacteur, le site a fait l'objet de travaux de génie civil considérables : déplacement de 2 millions de m³ de roche, terrassement et aplanissement de 100 hectares en bordure de mer, sur un côté initialement escarpé.

Le choix des sites au Japon pour les centrales nucléaires s'avère extrêmement difficile. Plusieurs réacteurs nucléaires se trouvent dans la péninsule de Tsuruga, concentrés dans une aire de 10 km de diamètre :

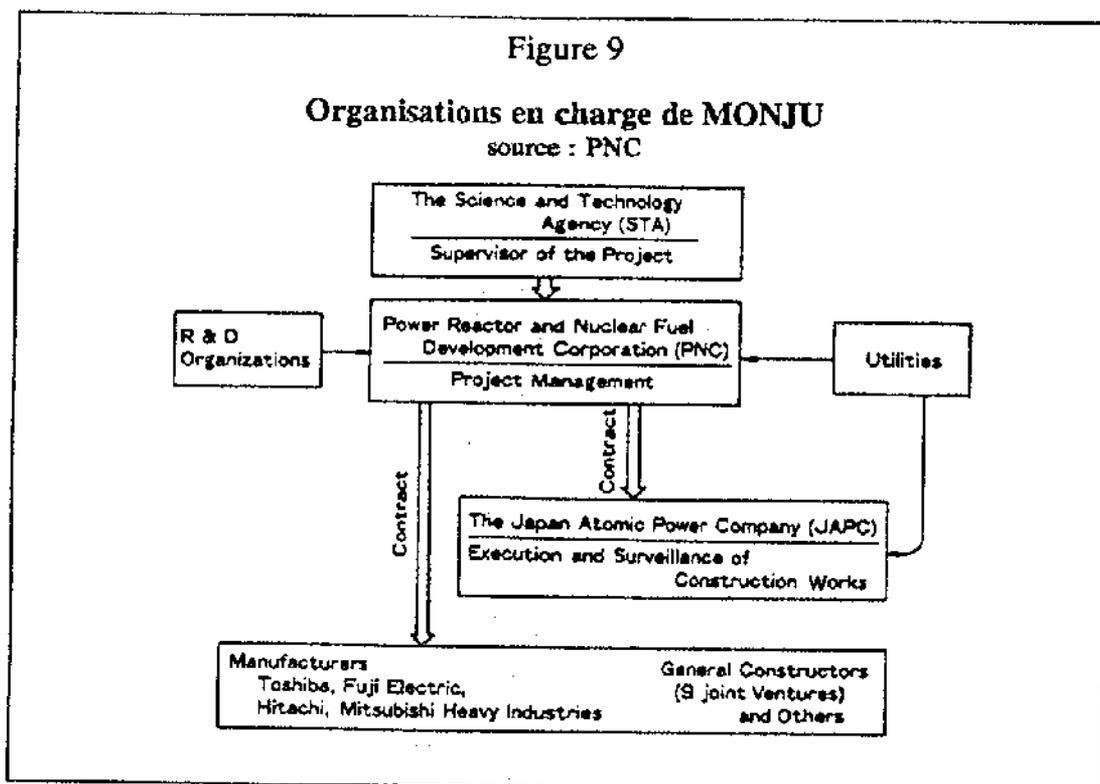
- la centrale de Mihama appartenant à KEPCO et constituée de 3 réacteurs PWR de puissance électrique nette de 320 MWe, 470 MWe et 780 MWe

- la centrale de Tsuruga appartenant à JAPC et comprenant un réacteur BWR de puissance électrique nette de 340 MWe et un réacteur PWR de puissance électrique nette de 1115 MWe

- le réacteur expérimental FUGEN appartenant à PNC, réacteur à eau lourde refroidi à l'eau légère de 148 MWe de puissance nette.

Le site de MONJU a été choisi en dépit du fait qu'il se trouve à moins de 5 km d'une faille géologique de 3 km, qui passe en dessous des réacteurs de Fugen et Tsuruga. Des sismologues japonais ont récemment réévalué l'importance de cette faille. Les gros tremblements de terre sont toutefois généralement provoqués par des failles de plus de 20 km de long [59].

L'organisme en charge du projet est PNC. D'autres organismes interviennent, selon le diagramme ci-dessous.



PNC est principalement un organisme de recherche et développement. Il est impliqué dans de multiples accords de recherche et développement avec le CEA.

Le coût global de MONJU, donné à votre Rapporteur, est de 600 milliards de yens, soit environ 26 milliards de F.

Le coût du kWh produit par MONJU est annoncé comme de 6 à 10 fois - selon les interlocuteurs - supérieur à celui des réacteurs à eau légère.

. un réacteur classique à boucles :

Les principaux paramètres de MONJU sont résumés dans le tableau ci-dessous.

Tableau 7

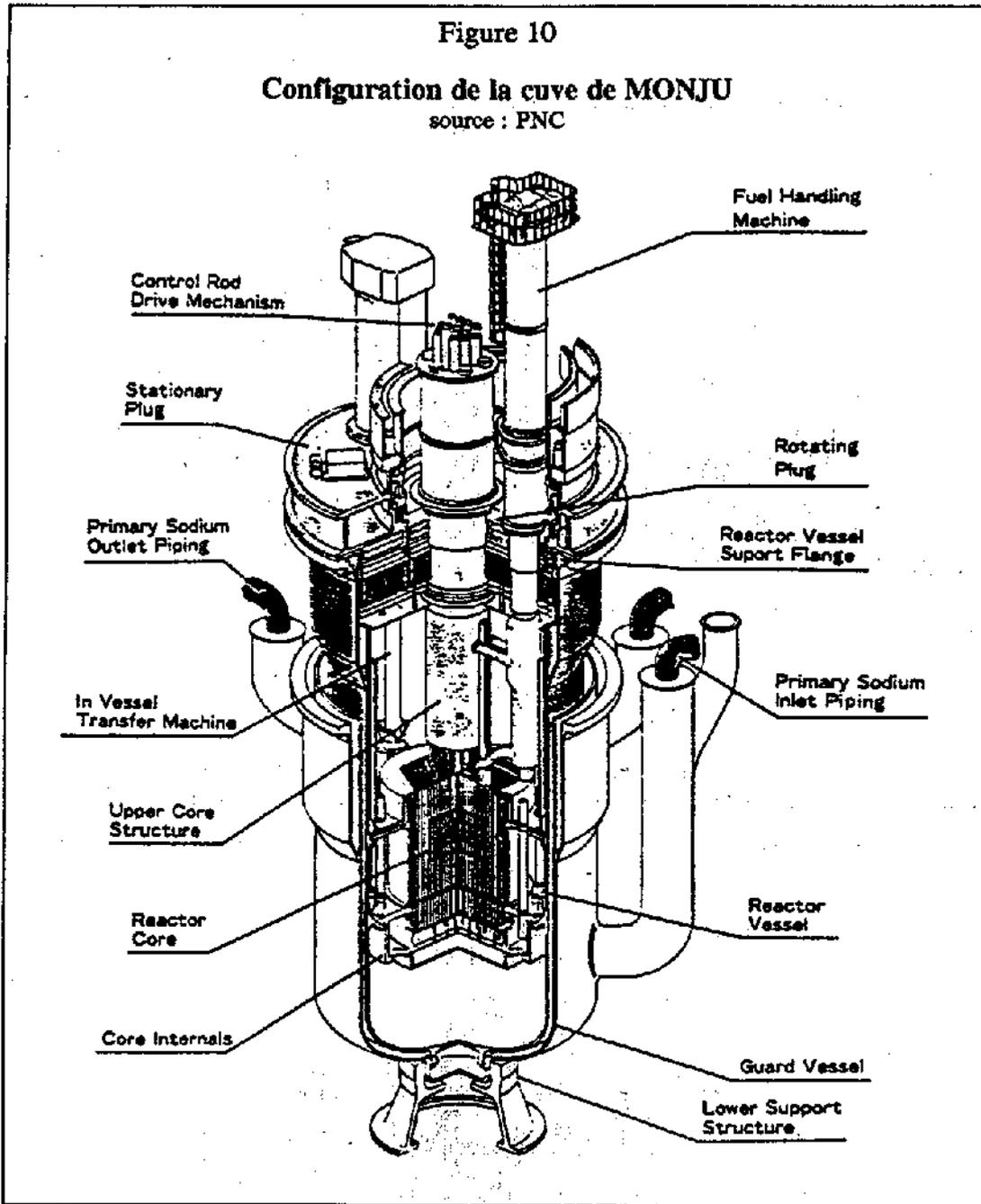
Principales caractéristiques de MONJU

source : PNC

| | | |
|---------------------------------|---|------------------------|
| Reactor Type | : | FBR (Loop Type) |
| Thermal Power | : | 714 MW |
| Electric Power | : | 280 MW |
| Fuel | : | Pu-U Mixed Oxide |
| No. of Core Fuel | : | 198 |
| No. of Blanket Fuel | : | 172 |
| Avg. Power Density | : | 280 kW/ℓ |
| Avg. Burn-up | : | 80.000 MWd/t |
| Breeding Ratio | : | 1.2 |
| Coolant Temp. (Inlet/Outlet) | : | 397/529 °C |
| Steam Temp. & Press | : | 483 °C/12.7 MPa |
| Core Size | : | 1.8m dia. / 0.93m high |
| Reactor Vessel | : | 7m dia. /18m high |
| Containment Vessel | : | 49.5m dia. /79.4m high |
| Refueling Interval | : | 6 months |

La première caractéristique de MONJU est d'avoir été conçu pour supporter des séismes importants. Sa capacité de tenue aux séismes serait 5 fois plus importante que celle des réacteurs à neutrons rapides européens [60].

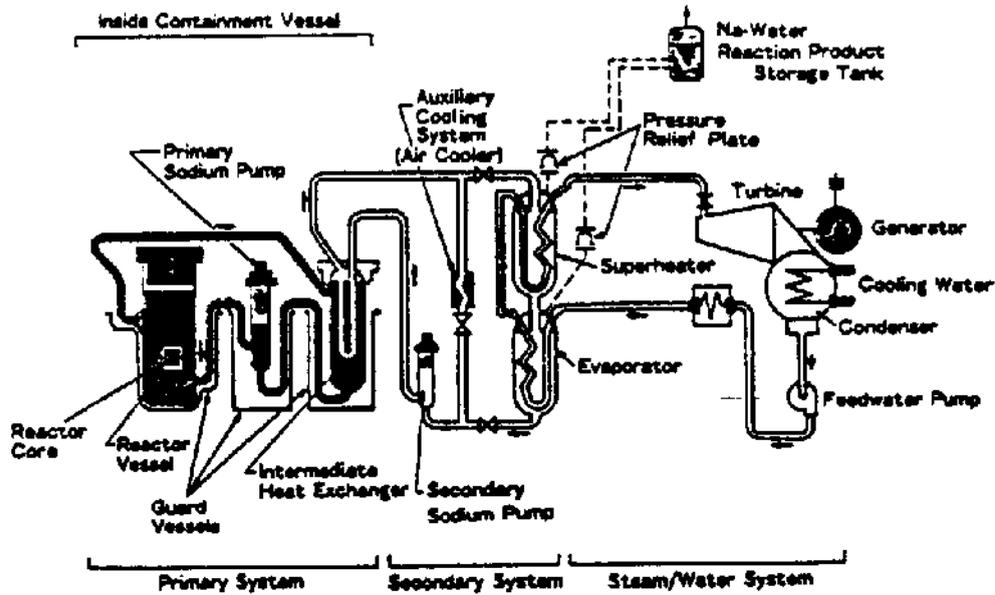
Contrairement à Phénix et Superphénix, MONJU est un réacteur à boucles. Les deux explications données à votre Rapporteur sont les suivantes : un calcul économique conclut à l'évidence à l'intérêt du réacteur de type piscine; mais l'expérience du réacteur allemand SNR 300 dont le Japon a pu bénéficier a été jugée comme déterminante.



La figure suivante donne la configuration générale de chacune des trois boucles.

Figure 11

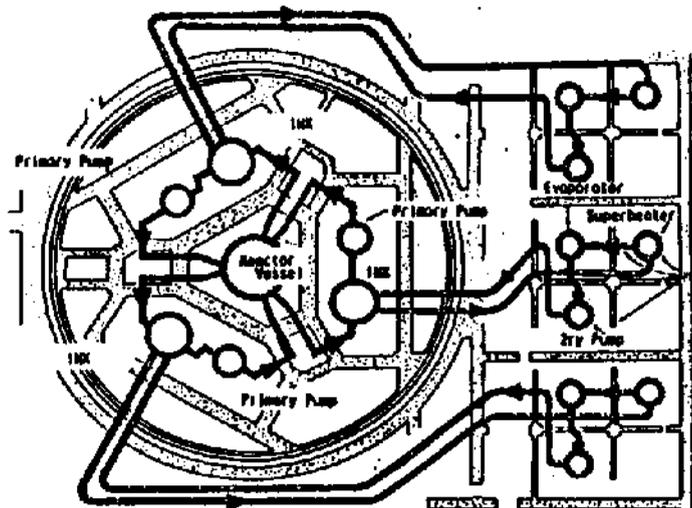
Schéma de principe des boucles de refroidissement de Monju
source : PNC



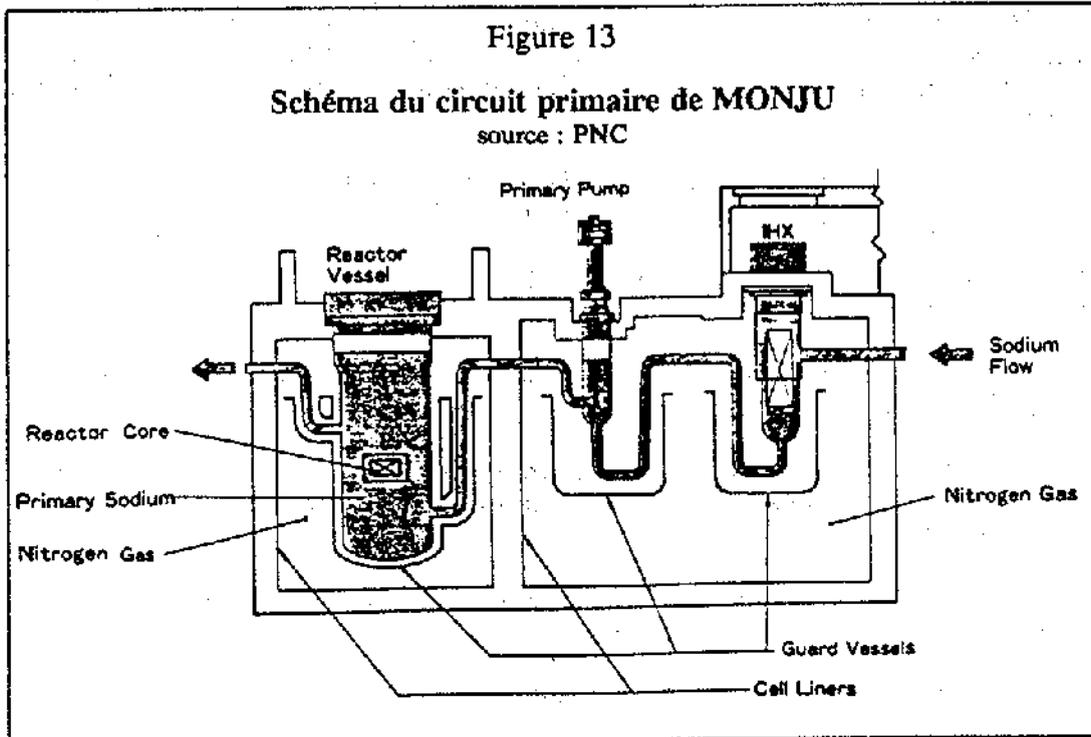
Ainsi que le montre la figure suivante, la disposition spatiale adoptée pour les circuits tertiaires est génératrice de surcoûts importants en canalisations.

Figure 12

Vue de dessus des boucles de refroidissement de Monju
source : PNC



Afin de réduire les risques d'incendie dus à l'utilisation du sodium, l'ensemble de la cuve et du circuit primaire, y compris l'échangeur intermédiaire sodium/sodium entre le primaire et le secondaire est en atmosphère d'azote, ainsi que cela apparaît sur la figure suivante.



Une autre caractéristique de MONJU est l'interface entre les circuits secondaire et tertiaire. En effet, au lieu de générateurs de vapeur, PNC a fait le choix d'utiliser un système "à deux étages" constitué d'un évaporateur et d'un réchauffeur.

Sur le plan du combustible, MONJU utilisera un mélange d'oxydes d'uranium 238 et de plutonium 239.

. un réacteur construit par l'ensemble de l'industrie nucléaire japonaise

Le réacteur MONJU, de par la structure de coopération mise en place (voir figure précédente) a été construit par l'ensemble de l'industrie nucléaire japonaise.

Ainsi, Mitsubishi Heavy Industries a fourni la cuve, les évaporateurs et les réchauffeurs des circuits secondaires et les structures du cœur. Toshiba a fabriqué la dalle de cuve, les bouchons de cuve, les circuits secondaires, les turbo-alternateurs, le système des barres de commandes de sauvegarde. Hitachi a fourni les circuits primaires, les réchauffeurs et les systèmes de contrôle des barres de commande. Fuji s'est vu confier notamment les systèmes de manutention et de stockage des assemblages combustibles.

. l'après MONJU :

Le réacteur MONJU, dans l'approche de développement gradualiste, habituelle au Japon, a comme fonction l'apprentissage de la construction et de l'exploitation d'un réacteur à neutrons rapides, l'accumulation de connaissances et ainsi la préparation par différentes expérimentations de la génération suivante, à savoir le réacteur de démonstration d'une puissance comprise entre 600 et 800 MWe.

Les performances du réacteur de démonstration devront être améliorées par rapport à celles de MONJU, notamment sur les points suivants [61]:

- les performances du combustible qui devra pouvoir supporter un haut taux de combustion

- les dimensions du coeur pour atteindre une grande puissance grâce à une optimisation de ses performances

- la température du sodium, qui devra pouvoir être augmentée, de même que les performances des tuyauteries afin d'augmenter le rendement thermodynamique d'au moins 50 %

- l'utilisation de combustible métallique de manière à diminuer l'effet de vide

- la rationalisation de l'enceinte de confinement

- la tenue au séisme des structures

- la maintenance en exploitation, de manière à diminuer le temps d'indisponibilité.

Ainsi, avant même que MONJU n'ait été exploité, PNC a défini avec précision les conditions d'un passage au développement commercial des réacteurs à neutrons rapides.

Une autre condition - celle-là économique - au développement commercial des réacteurs à neutrons rapides est que le surcoût de ces réacteurs ne dépassent pas 50 % du coût des réacteurs à eau légère.

1.5. le projet européen E.F.R.

La décision de lancer un programme de coopération sur un réacteur à neutrons rapides européen (EFR - European Fast Reactor) est prise en 1984 par la signature d'un accord intergouvernemental par la France, la RFA, la Grande-Bretagne et l'Italie.

Cet accord est doublé de la création d'un groupement de compagnies d'électricité entre EDF, RWE, PreussenElektra et Bayenwerk (RFA) et ENEL (Italie). Les industriels - Interatom (RFA), NNC (Grande-Bretagne) et

Framatome/Novatome (France) se rassemblent également dans l'association EFR Associates. Enfin, les instituts de recherche européens CEA, UKAEA (Grande-Bretagne), KfK et Interatom (RFA) recentrent leur coopération dans le domaine des réacteurs rapides sur EFR.

Les objectifs du programme sont les suivants [62]:

- réduire suffisamment le coût du kWh produit par EFR, par rapport aux réacteurs rapides existants, de manière à être compétitifs dans un contexte industriel comparable avec le kWh produit par les réacteurs à eau légère, notamment en améliorant les caractéristiques de robustesse, d'inspection en service et de réparabilité

- atteindre le même niveau de sûreté que les réacteurs contemporains des autres filières

- être acceptable par les autorités de sûreté de chacun des pays partenaires avec un minimum d'adaptation aux règles nationales

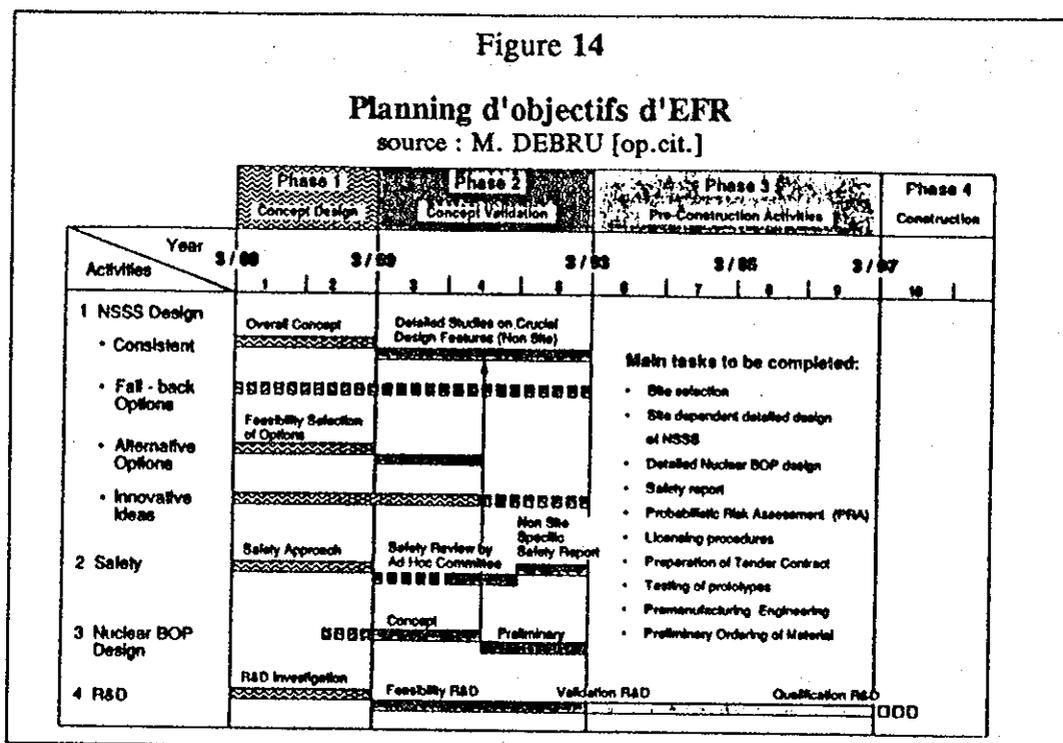
- offrir une flexibilité suffisante pour pouvoir s'adapter dans le futur à différentes stratégies du cycle du combustible.

La puissance d'EFR doit être de 1 500 MWe. Rappelons que celle de Superphénix est de 1 242 MWe et celle de Phénix de 250 MWe.

La puissance thermique d'EFR devrait être du même ordre que celle de Superphénix. Le rendement thermodynamique serait supérieur, grâce à des débits supérieurs des circuits primaire et secondaire. D'où une puissance électrique supérieure.

1.5.1. pour une production en série en 2010

Le calendrier de travail du programme EFR est indiqué ci-dessous.



Plus simplement, selon M. J. BOUCHARD [op.cit.], "EFR pourrait tourner avant la fin de la décennie, mais sa construction en série ne débiterait pas avant 2010".

La phase de définition préliminaire du concept EFR s'est terminée en février 1990.

La phase de confirmation du concept est en cours et durera jusqu'en février 1993. Cette phase est centrée sur les études détaillées de sûreté et comprend des actions de recherche et développement en support. Un premier rapport préliminaire de sûreté doit être soumis à un groupe ad hoc d'experts français, allemands et britanniques à la fin de l'année 1992.

La phase d'avant projet détaillé et de pré-construction durera en principe 4 ans : de 1993 à 1997. Elle devrait permettre le choix d'un site, l'achèvement de l'avant projet détaillé de l'ensemble de la tranche, la soumission de la demande d'autorisation de création et la mise en place de l'organisation industrielle du projet.

La coopération européenne engagée sur EFR a permis de réduire l'effort de recherche et développement fait en France sur cette filière.

Les sommes consacrées à la filière neutrons rapides se sont élevées à 313 millions de F en 1990 [CEA, op.cit.]. Compte-tenu des travaux encore nécessaires pour Phénix et Superphénix, seule une très faible part des 313 millions de F a été affectée à EFR par CEA. L'effort de Framatome/Novatome se limite vraisemblablement à quelques années-hommes par an.

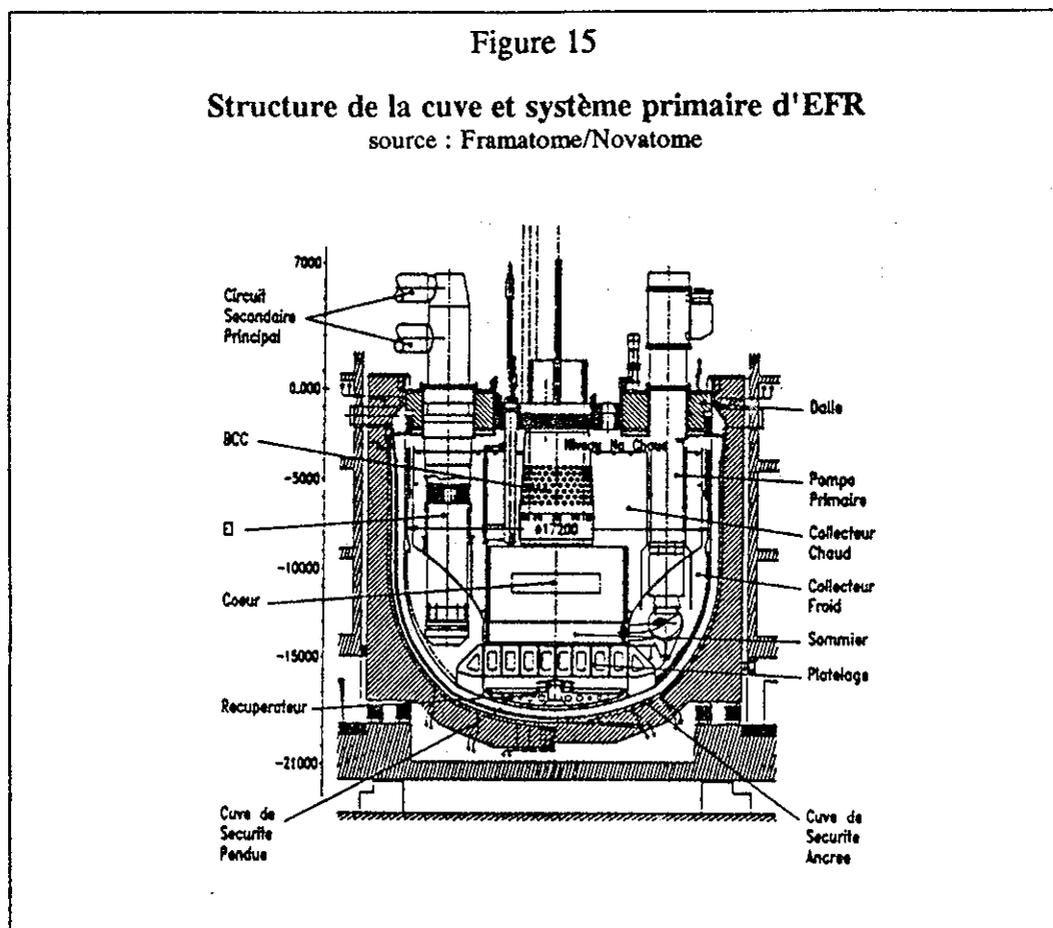
1.5.2. un RNR évolutionnaire par rapport à Superphénix

Le projet EFR doit être considéré, selon la terminologie utilisée pour les réacteurs à eau légère, comme un réacteur évolutionnaire, par rapport aux réacteurs à neutrons rapides (RNR) actuels. Les différences existantes ne sont pas des différences de conception mais de mise en oeuvre.

Le premier choix qui marque une différence importante avec les RNR actuels est celui de la compacité et de la simplification. Le but est en effet de réduire les coûts d'investissement [63].

En conséquence, le coeur est plus compact que celui de Superphénix. La hauteur du coeur fissile devrait être d'1 m de hauteur. La fraction de volume sodium serait réduite par rapport à celle de Superphénix.

La figure suivante présente la structure du coeur telle qu'elle est définie actuellement.



Le combustible - un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium - devrait pouvoir être poussé jusqu'à 170 000 MWj/T. La flexibilité dans le choix du combustible sera assurée. Le réacteur pourra voir son taux de surgénération varier sans qu'il soit nécessaire pour autant de modifier le circuit

primaire. Il est prévu que le réacteur EFR puisse procéder à la surgénération dans deux zones, l'une axiale et l'autre radiale.

La cuve est prévue pour avoir 4 mètres de diamètre de moins que celle de Superphénix. Le nombre de pompes primaires passe à 3 au lieu de 4 et le nombre d'échangeurs primaires sera de 6 au lieu de 8. Les structures du bloc réacteur devraient représenter une masse d'acier de l'ordre de 40 % de celle de Superphénix.

Les boucles secondaires seront au nombre de 6, chaque échangeur intermédiaire étant couplé à un générateur de vapeur.

Les 6 générateurs de vapeur seront chacun d'une puissance de 600 MWth. La solution d'utiliser des tubes droits au lieu des tubes hélicoïdaux actuels est étudiée.

Tirant la leçon des incidents du barillet et du coût important du Poste de Transfert du Combustible (400 millions de F) [64], les concepteurs d'EFR ont retenu un dispositif de stockage intermédiaire des assemblages combustibles dans la cuve.

1.5.4. l'objectif d'une sûreté accrue

Les objectifs généraux de sûreté d'EFR reprennent les recommandations de l'AIEA. En particulier, les concepteurs se sont fixé le chiffre de 10^{-6} /an pour la probabilité de dépassement de la limite acceptable de rejets. La limite supérieure de probabilité pour la fusion du coeur doit être inférieure à 10^{-7} /an.

En conséquence, les contraintes de conception comprennent notamment :

- une probabilité de fusion du coeur inférieure à 10^{-6} /an
- une probabilité de défaillance des systèmes d'arrêt et des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle inférieure à 10^{-7} /an
- une efficacité accrue du confinement en cas de fusion de coeur.

Sur le plan de tenue anti-sismique, la totalité de l'îlot nucléaire d'EFR devrait reposer sur une même dalle et tous les bâtiments disposer de caractéristiques anti-sismiques.

S'ajoutant aux caractéristiques physiques de l'installation, les principes de défense en profondeur adoptés par EFR prévoient notamment des améliorations sur :

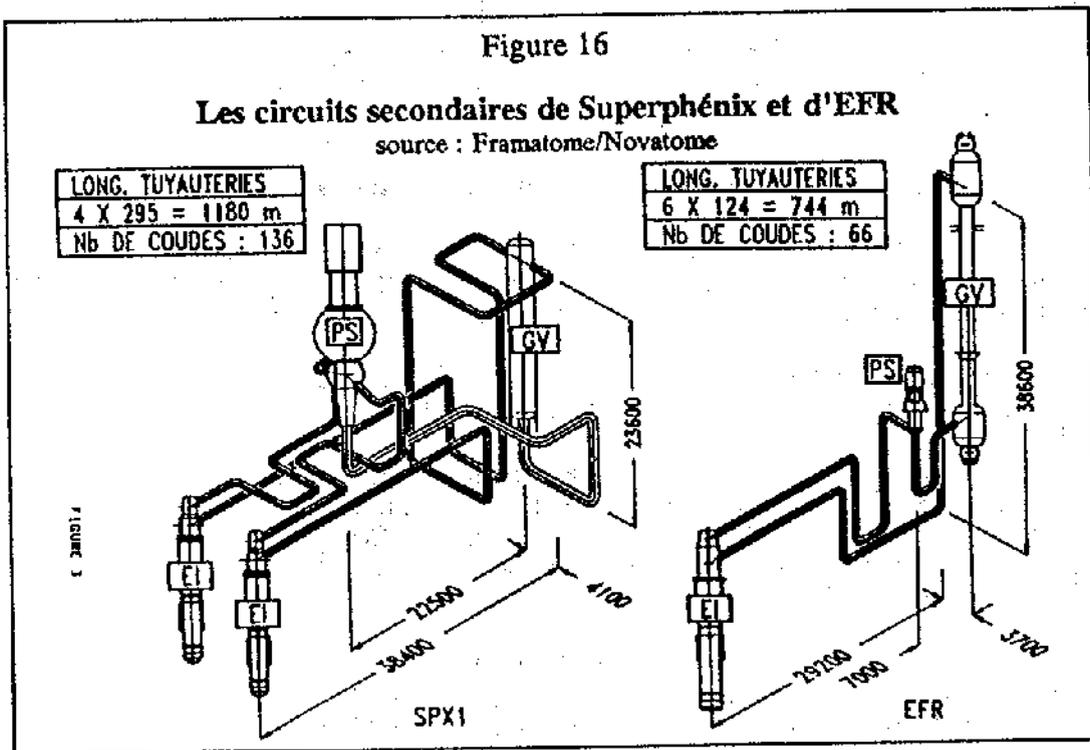
- la détection et le contrôle des défauts ou déviations par rapport aux états normaux
- les systèmes de protection et de sûreté permettant l'arrêt et le refroidissement du réacteur
- la mise en oeuvre de procédures spéciales pour la maîtrise de situations accidentelles sévères.

1.5.5. la recherche de coûts moins élevés

Le premier type de gain par rapport à Superphénix est attendu de la simplification des structures. Ces gains sont exprimés en tonnage spécifique d'acier rapporté à la puissance électrique nette installée.

Les gains sont globalement de 67 % pour les structures du réacteur, de 65 % pour les composants intégrés et le confinement primaire. Pour les principaux systèmes de la chaudière nucléaire, les gains varient de 29 à 76 %.

A titre d'exemple des simplifications que l'on peut apporter aux réalisations de Superphénix, la figure suivante montre l'évolution prévue pour l'architecture des circuits secondaires.



S'agissant du combustible, des gains importants sont attendus du meilleur taux de combustion visé.

Afin d'évaluer la compétitivité d'EFR par rapport au REP, EFR a pris comme hypothèse que le réacteur européen à neutrons rapides serait construit en plusieurs exemplaires après la démonstration du prototype. Le facteur de réduction de coût pour le coût d'investissement d'une tranche dans une série de 12 serait de 0,6 - par rapport au coût d'un prototype -.

Le tableau suivant présente des estimations selon M. RAPIN [65], qui s'appliquent correctement, selon M. DEBRU [op.cit], au projet EFR tel qu'il se présente actuellement.

Tableau 8

Effet de série sur les coûts d'investissement
source : M. RAPIN [op.cit.]

COUTS DE PRODUCTION COMPARES RNR/REP
(C/kWh - valeur 1986)

| | SFX1 | Type EFR Proto. | Type EFR Série | REP- N4 Série |
|----------------|------|--------------------|-------------------|------------------|
| Investissement | 22,3 | 22,6 | 19,8 | 11,8 |
| Exploitation | 7,4 | 5,1 | 4,4 | 4,3 |
| Cycle | 8,5 | 4,3 | 4,0 | 2,5 |
| Total | 38,2 | 32,0 | 28,2 | 18,6 |

1.5.6. veille technologique ou préparation d'un produit industriel ?

L'ambition du projet EFR est manifeste : présenter un réacteur nucléaire compétitif pour l'horizon 2010, date prévue par les auteurs du projet comme celle du renouvellement du parc électronucléaire en Europe.

Selon le calendrier adopté, la phase de confirmation des principaux concepts d'EFR devrait se terminer en février 1993.

Or le retour d'expérience sur le réacteur à neutrons rapides dont est issu EFR, à savoir Superphénix, est encore relativement faible pour l'exploitation, compte-tenu des incidents survenus sur celui-ci. Compte-tenu des délais de redémarrage, Superphénix ne peut avoir accumulé à cette date beaucoup plus d'enseignements qu'actuellement.

Il est donc vraisemblable que l'ensemble du projet connaîtra quelques délais supplémentaires, qui illustre le fait que les réacteurs à neutrons rapides sont des concepts débouchant sur des réalisations pour la production d'électricité dans le très long terme.

1.6. la filière Integral Fast Reactor développée par le Laboratoire National d'Argonne (Etats-Unis)

Les Etats-Unis développent depuis le milieu des années 80 une approche nouvelle de la filière des réacteurs à neutrons rapides. Cette approche est dénommée Integral Fast Reactor (IFR).

Cette nouvelle approche mérite selon votre Rapporteur la plus grande attention dans la mesure où elle s'intéresse non seulement au réacteur et à la production d'électricité mais aussi au retraitement, au recyclage des combustibles non usés et au stockage des déchets ultimes.

1.6.1. IFR au Laboratoire National d'Argonne : environ cent dix millions de dollars par an

Le Laboratoire National d'Argonne assure le leadership du projet. Mais pour certaines démonstrations il fait appel au réacteur à neutrons rapides EBR II.

Le Laboratoire National d'Argonne est issu du Manhattan Project développé sous les auspices de l'Université de Chicago. Ce laboratoire créé en 1946 est le premier laboratoire national sur le plan chronologique. Il a été et est toujours le seul laboratoire en charge du développement des réacteurs civils. Les chercheurs d'Argonne sont salariés par l'Université de Chicago.

Le Laboratoire National d'Argonne possède les installations d'Idaho Falls où est implanté le réacteur à neutrons rapides EBR-II (EBR : Experimental Breeder Reactor).

Le Laboratoire National d'Argonne, d'après les informations données à votre Rapporteur, a un budget annuel d'environ 500 millions de dollars dont 25 % pour les investissements.

Environ 25 % du budget annuel du Laboratoire est affecté aux recherches sur le nucléaire et les réacteurs du futur, soit environ 100 millions de dollars pour les recherches menées sur le site et celles d'Idaho Falls où est implanté EBR-II. Des contrats de recherche du Department of Energy, de la Nuclear Regulatory Commission et des compagnies d'électricité portent le montant des sommes allouées à Argonne aux recherches sur le nucléaire à 150 millions de dollars.

Selon les informations données à votre Rapporteur, les crédits affectés à l'ensemble du programme IFR seraient de 92 millions de dollars en 1990, 98,8 millions en 1991, soit 583 millions de francs avec un cours du dollar à 5,90 F. Les crédits demandés pour l'année fiscale 1992 seraient de 115,3 millions de dollars.

L'augmentation de 17 % demandée pour 1992 par rapport à 1991 est justifiée par l'intérêt croissant que les compagnies d'électricité américaines témoignent pour le concept, alors qu'elles sont confrontées à des difficultés croissantes pour le stockage de leurs combustibles usés.

Le Laboratoire National d'Argonne est habilité à déposer des brevets, à accorder des licences et à former des joint ventures et des limited partnerships.

1.6.2. IFR, un concept novateur et important pour les Etats-Unis

Le concept IFR a été développé à partir de 1984. Il s'agit d'un projet essentiel pour les Etats-Unis, dans le domaine des filières pour le siècle prochain.

On sait en effet que les Etats-Unis ont abandonné la construction du surgénérateur de Clinch River à Oak Ridge, Tennessee en 1983, après avoir engagé environ 10 milliards de francs dans le projet. Les principales raisons

invoquées furent d'une part la probabilité importante d'avoir des dépassements de dépense et d'autre part la nécessité d'utiliser du plutonium pour le fonctionnement du réacteur et donc d'augmenter les risques de prolifération nucléaire.

Les concepts développés par IFR sont aujourd'hui parfaitement définis, à la fois sur les plans scientifique et technologique et sur le plan du marketing institutionnel.

Les présentations complètes de l'IFR qui ont été faites à votre Rapporteur à Argonne en avril 1991, ont révélé une approche qui mérite de recevoir le nom d'approche intégrée du problème de l'utilisation de l'énergie nucléaire pour le siècle prochain et que l'on désignera sous le nom de filière IFR dans la suite.

La cohérence et l'exhaustivité de la filière IFR existe et est exceptionnelle en théorie, par rapport aux autres filières.

Ses différents maillons doivent encore faire l'objet de démonstrations, les uns au plan d'installations pilotes et la totalité à l'échelle de prototypes industriels. La compétitivité économique à court-moyen terme doit être également démontrée, puisqu'aussi bien les seuls mécanismes du marché n'intègrent que fort mal la prise en compte du long terme.

1.6.3. un réacteur surgénérateur

La base de la filière IFR est l'analyse, déjà exposée, et donc partagée par les experts américains du Laboratoire National d'Argonne, selon laquelle l'expansion de l'utilisation de l'énergie nucléaire contient en elle-même le germe de sa condamnation si la ressource rare qu'est l'uranium n'est pas mieux utilisée qu'actuellement par les réacteurs à eau légère.

Le Directeur délégué d'Argonne pour la recherche en engineering, le Dr. Charles TILL, fait le calcul simple suivant [66].

Pour que la moitié des besoins en énergie de la planète soient couverts par l'énergie nucléaire, il faudrait, selon l'AIEA, un total de 1500 réacteurs nucléaires de 1000 MWe chacun, contre un total de 424 réacteurs en activité représentant une capacité installée de 765 MWe.

Alors dans cette hypothèse, les réserves connues en uranium de la planète seraient épuisées en 20 à 30 ans.

A terme il est donc vital qu'une technologie ayant un rendement plus élevé que celle de la filière à eau légère soit généralisée.

Avec la filière des réacteurs à eau pressurisée, compte-tenu de l'enrichissement et d'un stockage sans retraitement des combustibles, seul 1 % de l'uranium extrait initialement est utilisé [67].

Les initiateurs du projet rejoignent ainsi totalement les experts du CEA dont les arguments en faveur des réacteurs à neutrons rapides sont exposés plus loin.

Il convient donc d'une part de privilégier une filière utilisant l'uranium d'une manière beaucoup plus complète et d'autre part d'utiliser toute possibilité de surgénération.

C'est la raison pour laquelle la filière IFR est résolument surgénératrice.

Elle peut être utilisée en complément d'aval de la filière des réacteurs à eau légère, afin par exemple de brûler les déchets de haute activité de la filière.

Mais sa cohérence conduit à utiliser la possibilité de surgénération.

Celle-ci est obtenue de manière tout à fait standard :

- on utilise un mélange d'uranium 238 et de plutonium 239
- les assemblages combustibles sont les uns à base d'uranium 238 et de plutonium 239 (coeur) et les autres à base d'uranium 238 seul (couverture).

Grâce à la surgénération, les réacteurs IFR peuvent fonctionner quasiment en circuit fermé. Le combustible utilisé est retraité sur place. La surgénération apporte davantage de plutonium qu'il n'en est consommé. Il n'est besoin que de réinjecter, dans de faibles quantités, de l'uranium naturel.

La suite du calcul montre qu'en construisant, à la place des 1500 réacteurs à eau légère 1500 installations IFR, les réserves connues d'uranium ne seraient pas épuisées avant 2000 ans.

La filière IFR est donc surgénératrice. Cette caractéristique ne suffit ni à la distinguer de la filière rapide traditionnelle ni à en fonder l'intérêt.

Deux autres ensembles de caractéristiques sont mis en avant par le Dr. Charles TILL et le Dr. Yoon I. CHANG [68] : d'une part les propriétés de stabilité du réacteur grâce à l'utilisation d'un combustible métallique et d'autre part le procédé de retraitement de combustible par électro-raffinage.

1.6.4. un réacteur d'une stabilité remarquable

Les initiateurs du projet IFR indiquent, selon la terminologie technico-commerciale qui a cours actuellement aux Etats-Unis, que le réacteur IFR est "*inherently safe*", c'est-à-dire intrinsèquement sûr.

Différents arguments sont apportés à l'appui de cette thèse. S'ils sont convaincants, ils ne semblent pas démontrer en totalité que le réacteur IFR, quelles que soient les événements qui l'affectent, ne peut, en évolution spontanée, rejoindre l'arrêt c'est-à-dire l'interruption de la réaction en chaîne.

Toutefois, la stabilité du réacteur est remarquable dans les situations explorées.

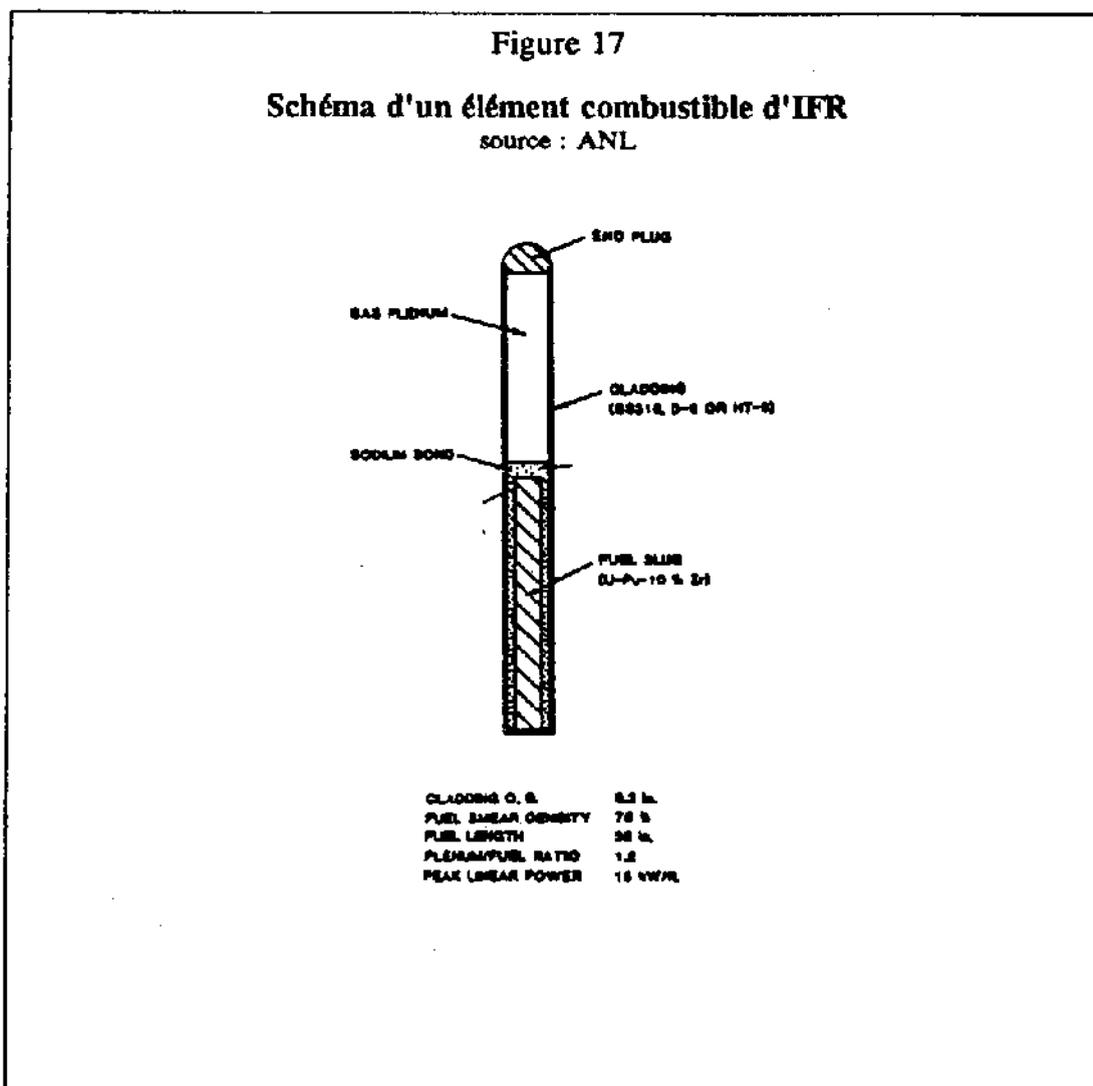
Cette stabilité provient en premier lieu de l'inertie thermique due, comme pour d'autres réacteurs à neutrons rapides, au design du réacteur - un réacteur de type piscine - et à l'utilisation du sodium.

Mais c'est l'utilisation d'un combustible métallique et non pas d'oxyde qui apporte des avantages déterminants.

. le combustible : un alliage métallique d'uranium, de plutonium et de zirconium auquel il est donné l'espace nécessaire pour qu'il puisse s'expanser

Le combustible IFR est un alliage d'uranium-plutonium (90 %) et de zirconium (10 %) pour les assemblages fissiles et d'uranium (90 %) et de zirconium (10 %) pour les assemblages fertiles.

Les cylindres de ce combustible métallique sont placés dans des aiguilles surdimensionnées par rapport aux cotes des cylindres, comme le montre la figure suivante.



Un élément du design est fondamental : l'espace radial et longitudinal laissé entre le cylindre de combustible et les parois de l'aiguille.

Cet espace rempli de sodium permet une expansion de l'alliage métallique, ce qui prévient la rupture de l'aiguille et donne des propriétés fondamentales au plan de la réactivité.

En effet, lorsque la température augmente dans le coeur, les cylindres de métal se dilatent, les noyaux atomiques s'éloignent les uns des autres, d'où un ralentissement de la réaction en chaîne.

. un combustible qui permet d'atteindre sans dommage un taux de combustion très élevé

Les premiers tests faits sur les assemblages ont montré que des taux de combustion de 185 000 MW-jour/tonne pouvaient être atteints, correspondant à 18,5 at. %.

Des tests en vraie grandeur sont en cours sur EBR-II, qui utilise ce combustible pour produire, avec une puissance de 20 MWe, de l'électricité. L'expérience devrait durer 3 ans, période à l'issue de laquelle le taux de combustion maximal utile sera atteint.

La conductivité thermique de l'alliage métallique est supérieure à celle des oxydes. Cette propriété est à la source de multiples avantages.

Les tests faits sur le combustible métallique montrent que celui-ci possède des qualités particulières :

- une capacité excellente à supporter des transitoires brutaux
- une marge de température importante (700°C) avant la formation d'un eutectique
- une résistance aux brèches supérieure à celle des assemblages à base d'oxydes, tout chose égale par ailleurs.

En outre, le combustible métallique peut être préparé très simplement par injection dans du métal fondu

. la sûreté du réacteur en cas de perte de recirculation interne ou de circuit secondaire couplée à une perte des barres de commande

On sait que les situations accidentelles parmi les plus sérieuses résultent d'une impossibilité d'évacuer la chaleur produite par le réacteur.

Des tests très importants pour le concept du combustible métallique ont été réalisés en avril 1986 avec le réacteur à neutrons rapides EBR-II appartenant à l'Argonne National Laboratory mais situé à Idaho Falls dans l'Idaho.

. le premier test : perte de toute recirculation interne et des barres de commande

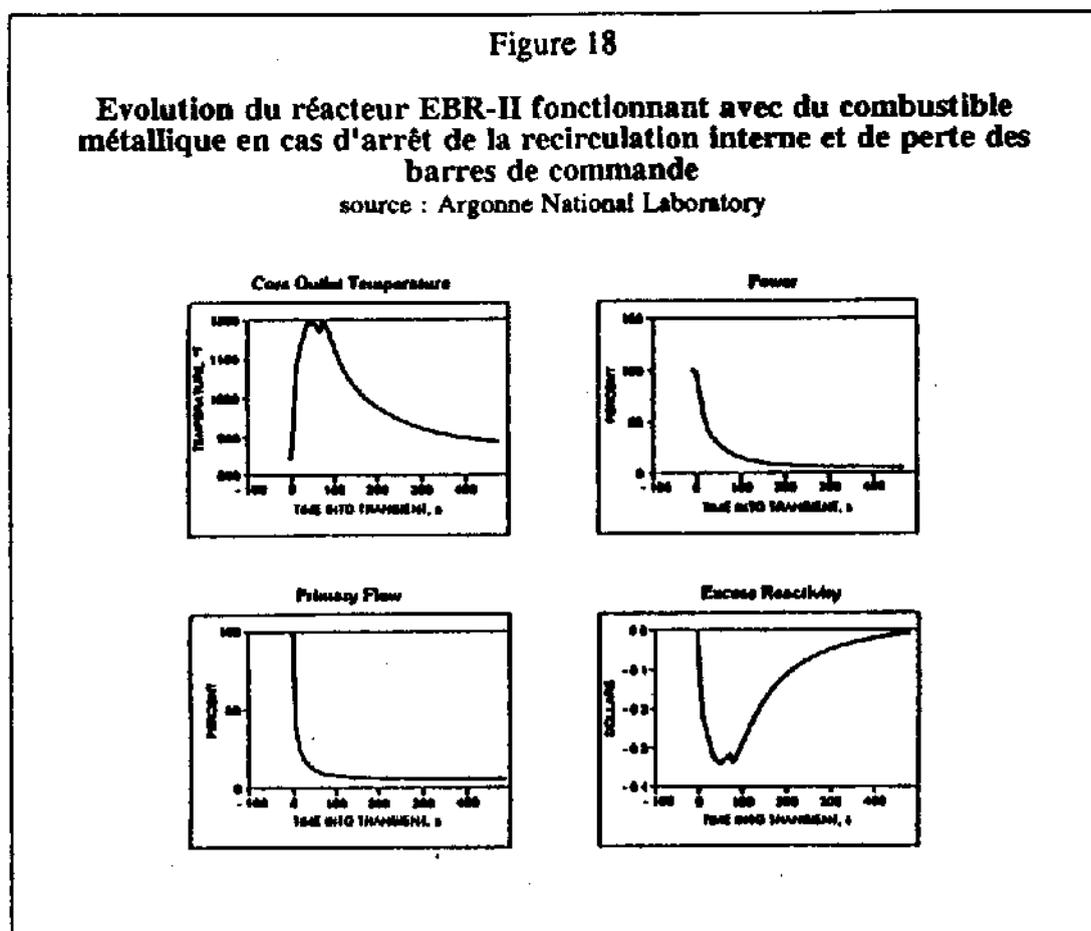
La situation potentiellement dangereuse pour tout réacteur qui a été testée est la suivante :

- perte des pompes de recirculation interne qui assurent l'homogénéisation du gradient thermique dans la cuve-piscine du réacteur, d'une part; et, d'autre part,
- perte de l'ensemble des barres de commandes.

En l'absence de toute possibilité d'action, le réacteur voit sa température s'élever rapidement. Toutefois, la conductivité thermique du combustible métallique étant élevée, la température du combustible ne s'élève que dans des proportions beaucoup plus faibles que pour le combustible oxyde. La réactivité Doppler induite est plus faible, ce qui conduit à une température du coeur et des assemblages inférieure à celle d'un réacteur à base de combustible oxyde.

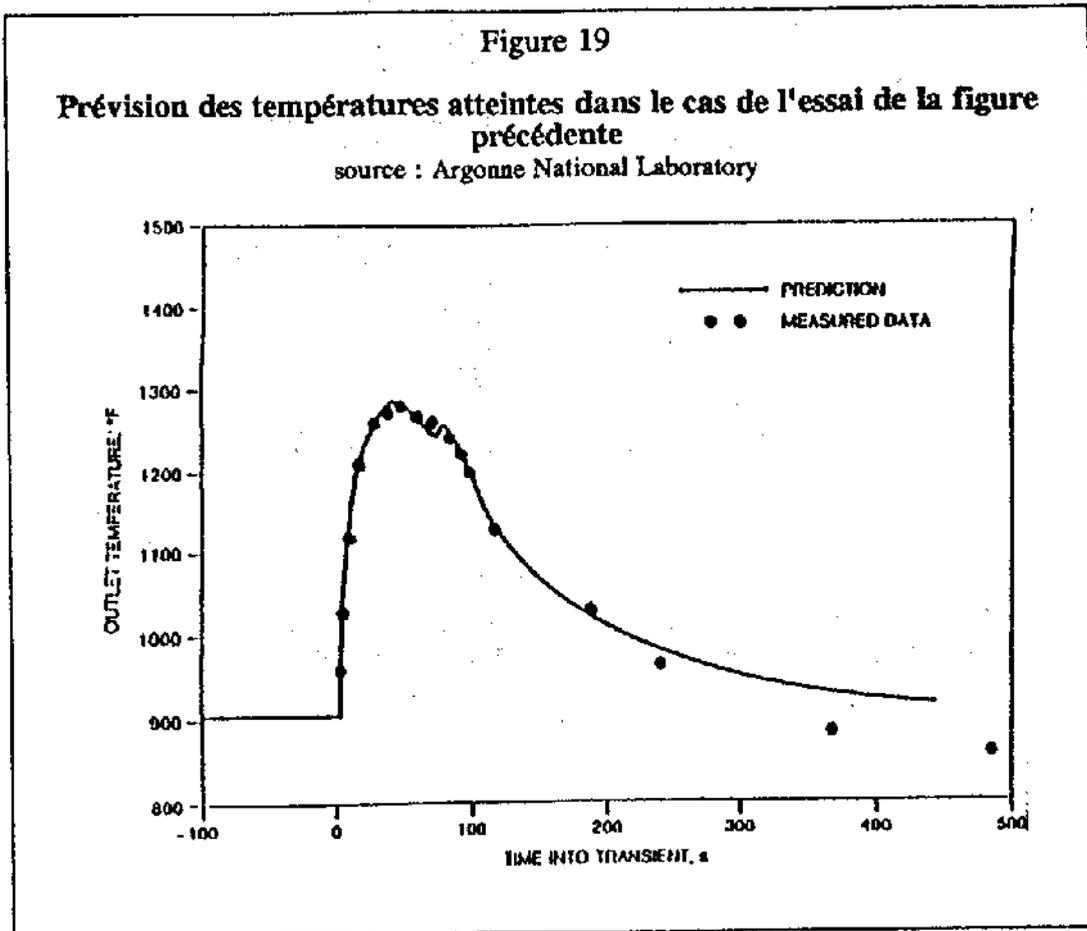
Le réacteur retrouve un état stable rapidement.

La figure suivante montre les évolutions des paramètres caractérisant le réacteur au cours de ce test.



Deux autres résultats remarquables sont présentés par le Dr. CHANG [op.cit] :

- les températures atteintes par le coeur peuvent être calculées avec précision, ainsi que le montre la figure suivante
- la température maximale est fonction des caractéristiques dimensionnelles du combustible, et il est possible d'abaisser la température maximale en variant ces dimensions.



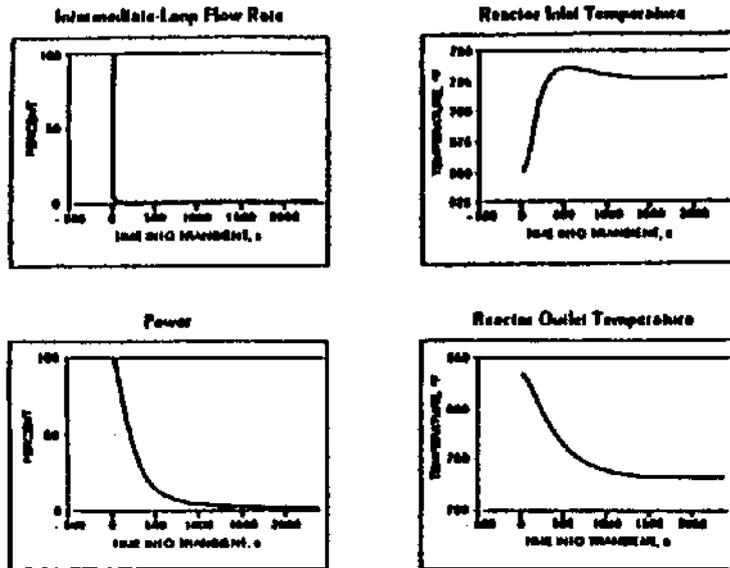
. le deuxième test : perte du circuit secondaire et des barres de commande

Dans le cas d'une indisponibilité simultanée du circuit secondaire et des barres de commande, le réacteur rejoint une température d'équilibre d'environ 400 °C après une demi-heure.

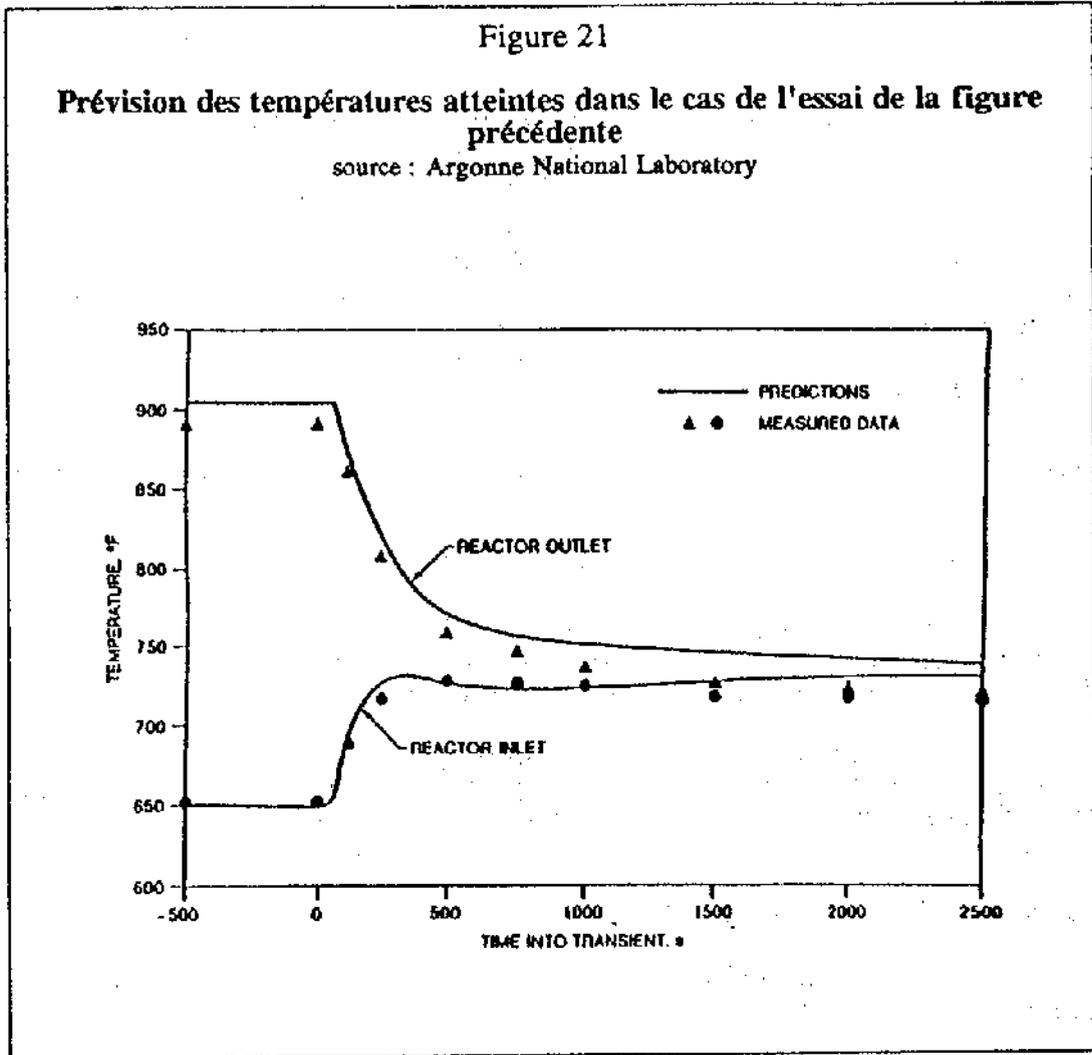
Figure 20

Evolution du réacteur EBR-II fonctionnant avec du combustible métallique en cas d'arrêt du circuit secondaire et de perte des barres de commandes

source : Argonne National Laboratory



Comme dans le cas précédent, les calculs permettent de prévoir avec une bonne précision l'évolution de la température, ainsi que le montre la figure suivante.



Une controverse scientifique existe en ce qui concerne la généralité des résultats ci-dessus. Pour certains experts, l'effet de taille ou de puissance du réacteur serait à la base des résultats obtenus.

Pour le Dr. Chang, ainsi que le montre le tableau ci-après, la marge entre la température d'équilibre et celle d'ébullition du sodium serait dans tous les cas importantes, quelle que soit la puissance du réacteur.

Tableau 9

**Effet de la taille du réacteur sur la marge de température
équilibre/ébullition du sodium**

source : Argonne National Laboratory

| ° Celsius | 471 MWth | 900 MWth | 3500 MWth |
|----------------|----------|----------|-----------|
| LOF w/o Scram | 172 | 161 | 128 |
| LOHS w/o Scram | 610 | 560 | 650 |

nota : - LOF w/o Scram : perte de recirculation interne et des barres de commandes
- LOHS w/o Scram : perte du circuit secondaire et des barres de commande

1.6.5. le "pyroprocess" pour résoudre le problème des déchets

Le caractère métallique du combustible qui entraîne de nombreux avantages au niveau de sa préparation et du fonctionnement du réacteur permet également une gestion particulière du l'aval du cycle du combustible.

Le procédé est appelé pyroprocess parce qu'il se déroule à des températures relativement élevées. Il comprend trois étapes : l'électroraffinage, la purification de la cathode et le façonnage du combustible recyclé par injection.

. l'électroraffinage du combustible usé

Le principe de l'électroraffinage du combustible usé repose sur deux piliers :

- le combustible étant métallique, les éléments combustibles peuvent être utilisés comme anode dans une cellule d'électrolyse à chaud

- les énergies libres de formation des chlorures sont voisines pour l'uranium, le plutonium et les actinides mineurs, de telle sorte que ces métaux peuvent migrer ensemble dans l'électrolyte et se déposer ensemble à la cathode.

La configuration de la cellule d'électrolyse et le schéma de principe de celle-ci sont indiqués ci-après.

Figure 22

Cellule d'électrolyse du combustible métallique d'IPF
source : Argonne National Laboratory

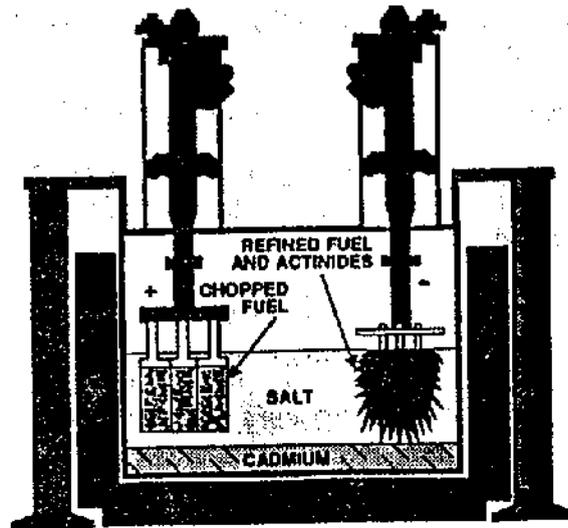
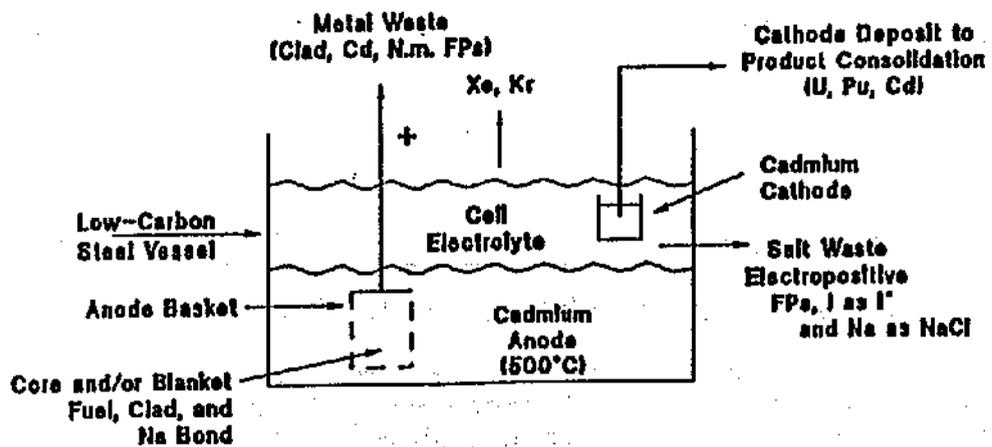


Figure 23

Schéma de principe de l'électrolyse du combustible métallique d'IPF
source : Argonne National Laboratory



Le mécanisme de l'électrolyse est le suivant :

- le combustible métallique formant anode avec le cadmium fondu se dissout
- l'uranium et les actinides mineurs ou transuraniens (plutonium, américium, neptunium, curium) migrent vers la cathode où ils se déposent ensemble
- les produits de fission se concentrent dans le sel fondu
- le tableau des énergies libres des différents éléments est donné ci-dessous, dans la mesure où ce sont ces différences d'énergies libres qui sont à la base de la méthode.

Tableau 10

Energies libres de formation des chlorures à 1000 °K
source : Argonne National Laboratory

-ΔG_f^o, kcal/g-equiv. Cl

| | | | | | |
|-------------------|------|-------------------|------|-------------------|------|
| BaCl ₂ | 83.4 | CmCl ₃ | 58.8 | CdCl ₂ | 30.4 |
| KCl | 81.4 | PuCl ₃ | 58.6 | FaCl ₃ | 26.8 |
| RbCl | 81.2 | MgCl ₂ | 57.7 | NbCl ₅ | 24.8 |
| SrCl ₂ | 81.0 | NpCl ₃ | 54.1 | MoCl ₂ | 8.0 |
| CsCl | 80.0 | UCl ₃ | 61.8 | ToCl ₃ | 7.0 |
| SmCl ₂ | 80.0 | ZrCl ₂ | 49.2 | RhCl | 5.8 |
| LiCl | 78.8 | | | PdCl ₂ | 3.8 |
| CaCl ₂ | 77.9 | | | RuCl ₂ | 1.4 |
| NaCl | 75.7 | | | | |
| LaCl ₃ | 67.0 | | | | |
| PrCl ₃ | 66.3 | | | | |
| CeCl ₃ | 66.3 | | | | |
| NdCl ₃ | 64.2 | | | | |
| YCl ₃ | 61.2 | | | | |

SUBJECT TO ELECTROCHEMICAL TRANSPORT
FAVORS METAL PHASE IN CD ANODE

FAVOR BALT PHASE

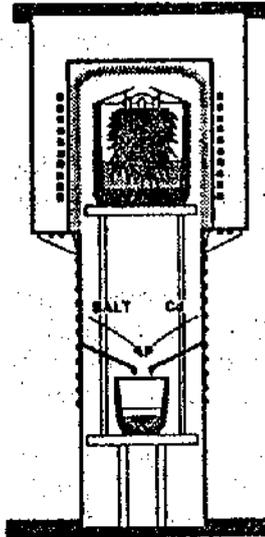
la purification de la cathode et le traitement du sel fondu

L'étape suivant l'électroraffinage est celle de la purification de la cathode. Il est en effet nécessaire de séparer le sel et le cadmium de l'uranium et des transuraniens. Le schéma de l'appareil utilisé est donné ci-après.

Figure 24

Schéma de l'appareil utilisé pour la purification de la cathode

source : Argonne National Laboratory



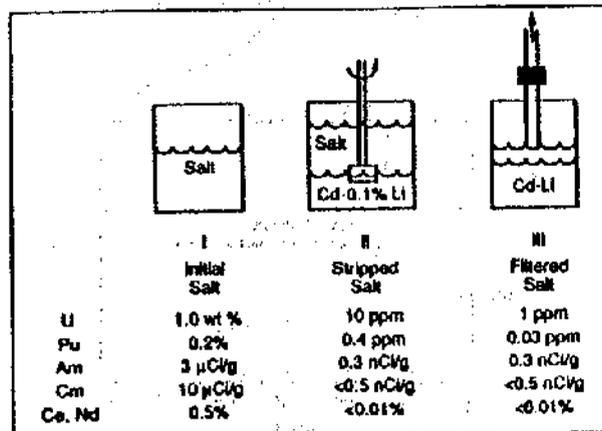
Parallèlement, le sel fondu est traité de manière à le débarrasser des traces d'uranium et de transuraniens qu'il peut recéler.

Le schéma et les résultats de ce traitement sont donnés figure suivante.

Figure 25

Schéma et résultats de la purification du sel utilisé dans l'électroraffinage de la filière IFR

source : Argonne National Laboratory



Au total, les concepteurs du projet soulignent que le concept IFR permet de recycler les transuraniens avec l'uranium métallique.

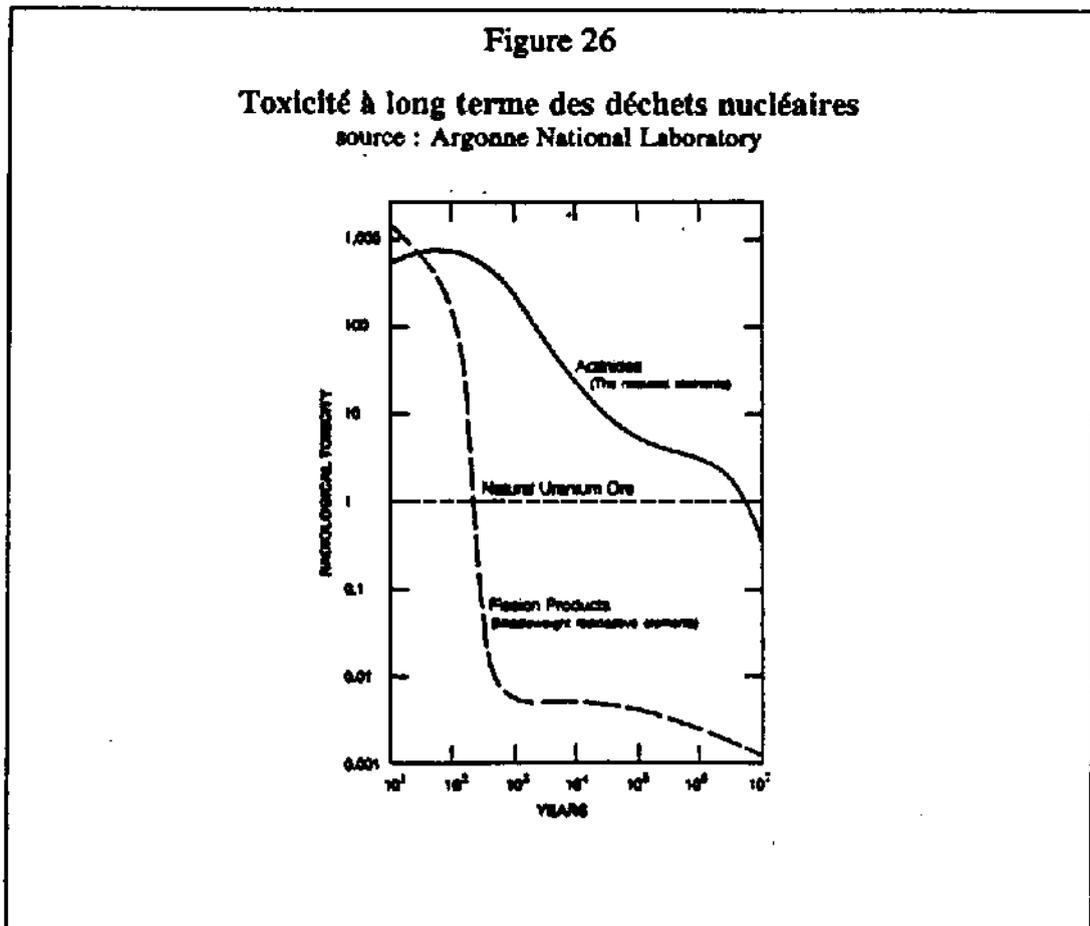
La filière peut être configurée soit comme fonctionnant avec une quantité constante d'actinides soit comme incinératrice d'actinides.

Dans le premier cas, après la séparation simultanée des transuraniens avec l'uranium, lors de l'irradiation suivante dans le coeur, les actinides sont brûlés.

A la suite de cette irradiation, il s'en forme d'autres, de telle sorte que la quantité totale d'actinides demeure constante dans l'installation, sur longue période.

Mais la filière peut également être conçue comme incinératrice d'actinides. D'après le Dr. CHANG [op.cit.] : *"the core can be easily switched from one mode - actinide burner - to the other - actinide self-sustaining - by replacing reflector with blanket and vice versa"*.

Dans les deux cas, les seuls déchets produits et à stocker sont ceux des produits de fission concentrés dans le sel fondu. Il s'agit là de déchets de haute activité. Toutefois, leur durée de vie est d'environ 1000 ans au lieu de millions d'années pour les actinides, ainsi que le montre la figure ci-après.



. le recyclage du combustible usé des réacteurs à eau légère

Les concepteurs de la filière IFR indiquent également qu'il est envisageable d'utiliser le pyroprocess pour reprendre et retraiter par cette voie les combustibles usés des réacteurs à eau légère.

De fait, selon eux, le recyclage des actinides permettrait de faciliter la résolution du problème du stockage des déchets de haute activité, grâce à la réduction de la durée de vie des déchets.

Des travaux de recherche et développement importants doivent encore être menés à cette fin.

Il semble d'ores et déjà que plusieurs méthodes pourraient déboucher pour extraire les transuraniens des combustibles usés des réacteurs à eau légère.

La première méthode utiliserait une réduction des oxydes du combustible débarassé des gaines par le calcium suivi de la mise en oeuvre d'une étape de transport en sel fondu.

Une deuxième méthode consisterait à faire suivre l'opération de réduction par le calcium par une extraction des transuraniens par du magnésium liquide.

Le Laboratoire National d'Argonne a lancé un programme de R&D pour la période 1990-1995 :

- des expériences de laboratoire sont en cours
- une expérimentation est programmée sur des quantités de 2 à 20 kg puis de 200 kg de combustibles usés récupérés de centrales à eau légère en fonctionnement
- des essais d'irradiation de combustible métallique contenant des transuraniens sont prévus sur EBR-II.

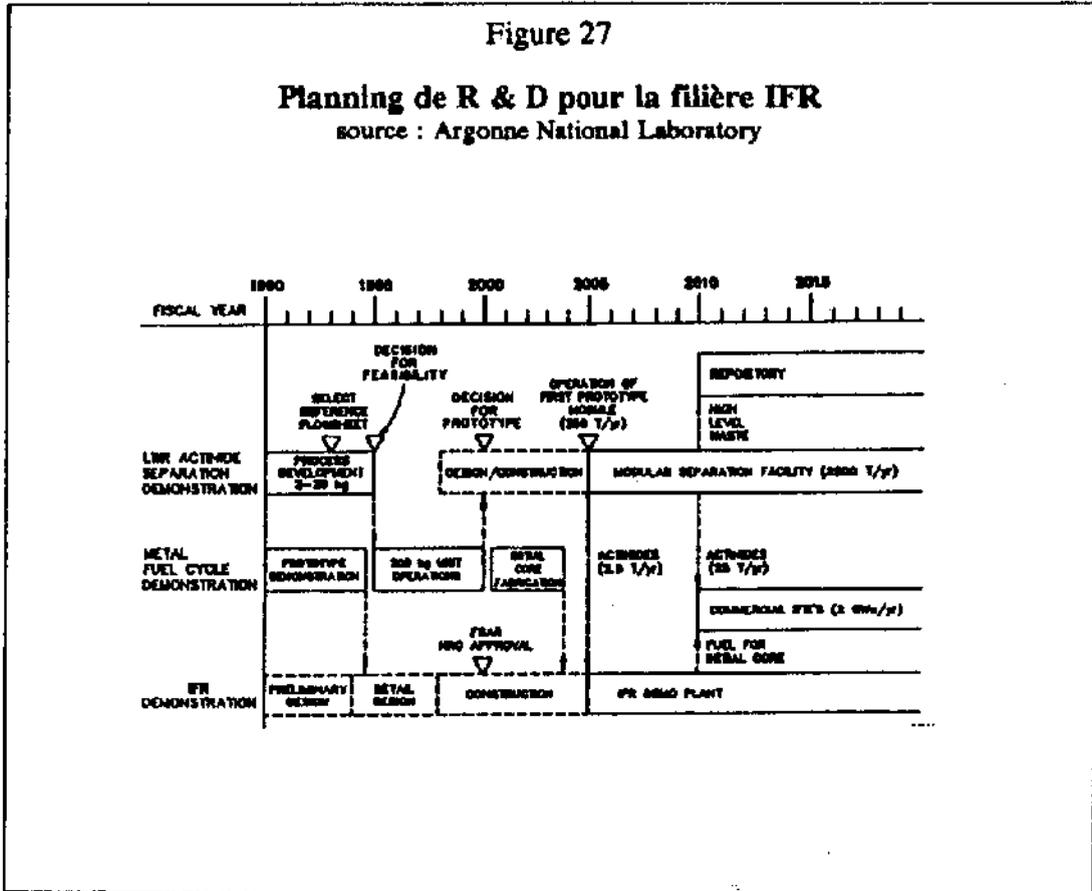
. les prochaines étapes pour la filière IFR

D'après la Laboratoire National d'Argonne, la filière IFR et les programmes correspondants constituent le programme central du Department of Energy pour le développement des réacteurs du futur.

Une expérimentation de l'ensemble du cycle du combustible est programmée en liaison avec EBR-II, dont le bâtiment combustible vient d'être entièrement reconditionné pour être adapté aux contraintes de mise en oeuvre du pyroprocess.

Les tests à froid des installations sont programmés pour la fin de l'année 1991.

Le planning de développement de la filière IFR est donné dans le schéma ci-après.



Ainsi que l'a indiqué le Dr. CHANG à votre Rapporteur, le Laboratoire National d'Argonne recherche des collaborations internationales pour le développement de la filière.

Le tableau ci-après indique quels sont les financements actuels.

Tableau 11

Crédits alloués à la filière IFR

source : Argonne National Laboratory

| millions \$ | FY 90 | FY 91 | FY 92 request |
|------------------|-------|-------|------------------|
| IFR Technology | 25,0 | 22,5 | 29,0 |
| ANL-W Facilities | 65,9 | 73,3 | 82,3 |
| LWR Actinide | - | 3,0 | 4,0 |
| Total | 90,9 | 98,8 | 115,3 |

Notes :. FY : fiscal year

.IFR Technology : les montants indiqués incluent la contribution du CRIEPI

. ANL-W Facilities: Argonne National Laboratory - Waste facilities

. LWR Actinide : Light Water Reactor Actinide : reprise des combustibles usés des réacteurs à eau légère.

Selon le Dr. CHANG [op.cit.], plusieurs remarques peuvent être faites sur les financements de la filière IFR :

- les compagnies d'électricité japonaises s'intéressent de près à la filière; le CRIEPI qui est l'un de leurs organismes de coopération, apporte au programme technologique (IFR Technology) 4 millions de dollars

- le programme d'étude de la reprise des combustibles usés des centrales à eau légère ne doit bénéficier au mieux que de 4 millions de dollars pour l'année fiscale 1992; en réalité, pour avancer à la meilleure cadence possible, c'est 20 millions de dollars par an qu'il faudrait investir

- les dépenses faites par General Electric pour le projet Advanced Liquid Metal Reactor (PRISM) correspondraient uniquement à un travail d'ingénierie pour une dépense annuelle d'environ 5 millions de dollars

- aucun des procédés ni aucun des appareils utilisés n'était breveté début avril 1991

- il est de tradition pour le Laboratoire National d'Argonne de fournir ses résultats de recherche à l'industrie américaine, sans contrepartie; son financement étant principalement budgétaire, elle se doit de fournir ces informations gratuitement à la communauté nationale

- compte-tenu du cloisonnement des mentalités, le Laboratoire est malheureusement pessimiste sur ses chances de voir les Européens s'intéresser au projet et y participer financièrement; dans ce cas, le soutien du Japon sera sollicité et obtenu.

Récemment en France, ainsi que l'indique le rapport Bataille sur la gestion des déchets nucléaires à haute activité [69], différentes voix se sont élevées pour attirer l'attention sur les méthodes à base de fluoration ou de métaux fondus.

Votre Rapporteur estime qu'il conviendrait sans doute que les organismes de recherche français se prononcent publiquement sur les raisons de leur intérêt ou de leur désintérêt vis-à-vis de la filière IFR.

1.7. le réacteur ALMR de General Electric

General Electric (GE) est l'un des grands constructeurs mondiaux de centrales nucléaires. Son activité dans ce domaine a débuté en 1955 et s'est traduite par la construction de 61 réacteurs à eau bouillante (BWR) correspondant à une puissance installée de 46 371 MWe, 25 réacteurs additionnels ayant été construits par des entreprises ayant acheté la licence GE-BWR.

La politique actuelle de General Electric est de miser d'une part sur

- la filière bouillante avec deux modèles, l'un de grande puissance dit Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) et l'autre de moyenne puissance dit Small Boiling Water Reactor (SBWR), et d'autre part,

- le réacteur ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor), pour les réacteurs du futur.

Le réacteur ALMR aussi dénommé PRISM est un réacteur à neutrons rapides, refroidi au sodium liquide.

Ses trois caractéristiques principales sont les suivantes :

- ALMR constitue l'élément réacteur de la filière IFR
- ALMR est un réacteur de petite taille; les centrales électriques seront donc composés de plusieurs modules ALMR
- le concept ALMR incorpore des dispositifs de sûreté passive
- ce concept exclusivement à l'état de définition est déjà examiné par la NRC.

Les informations qui suivent résultent d'entretiens directs qu'a eus votre Rapporteur avec les responsables de General Electric en charge du projet [70].

1.7.1. ALMR, le réacteur de la filière IFR

Le programme des Etats-Unis dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides s'intitule Advanced Liquid Metal Reactor program (ALMR). Toute référence au surgénérateur est aujourd'hui bannie, en raison de l'abandon en 1983 du surgénérateur de Clinch River.

L'état d'avancement du projet ALMR est encore faible. Il s'agit d'un réacteur "papier".

Un consortium d'entreprises participe à la définition du concept. Parmi ces entreprises :

- General Electric : leader du projet, contractant principal et responsable de la modularisation du projet
- Bechtel : design de l'îlot nucléaire
- FW : cuve et recirculation interne
- Westinghouse : circuit secondaire
- Babcock & Wilcox : générateurs de vapeur
- Argonne National Laboratory : technologies du combustible
- INEL (Idaho National Laboratory) : test du combustible

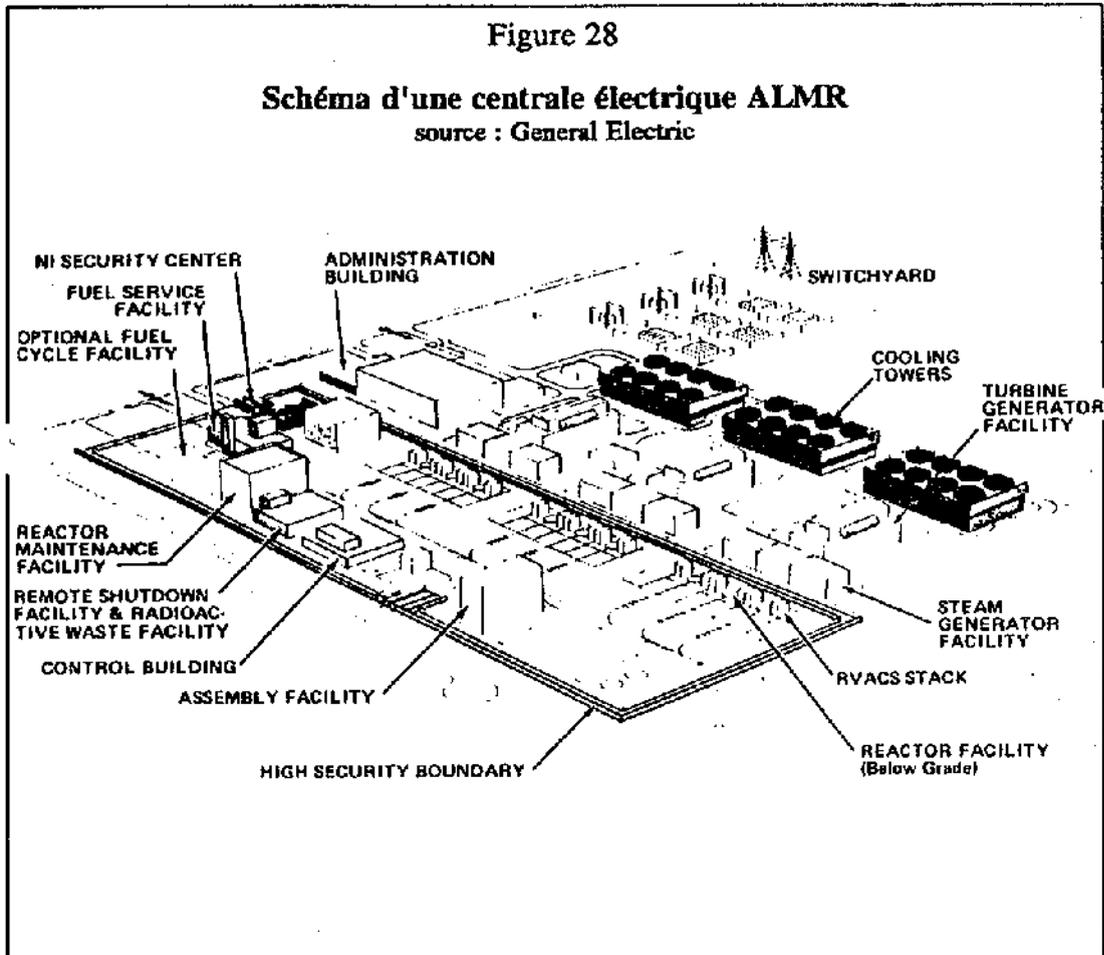
Un certain nombre de concepts de sûreté mis en avant par General Electric sont la reprise pure et simple des options détaillées plus haut pour IFR :

- réacteur du type piscine
- utilisant un combustible métallique.
- capable d'une transition spontanée vers l'équilibre même en cas de perte des barres de commande
- et utilisable pour incinérer les actinides

1.7.2. un réacteur modulaire doté de dispositifs de sûreté passive

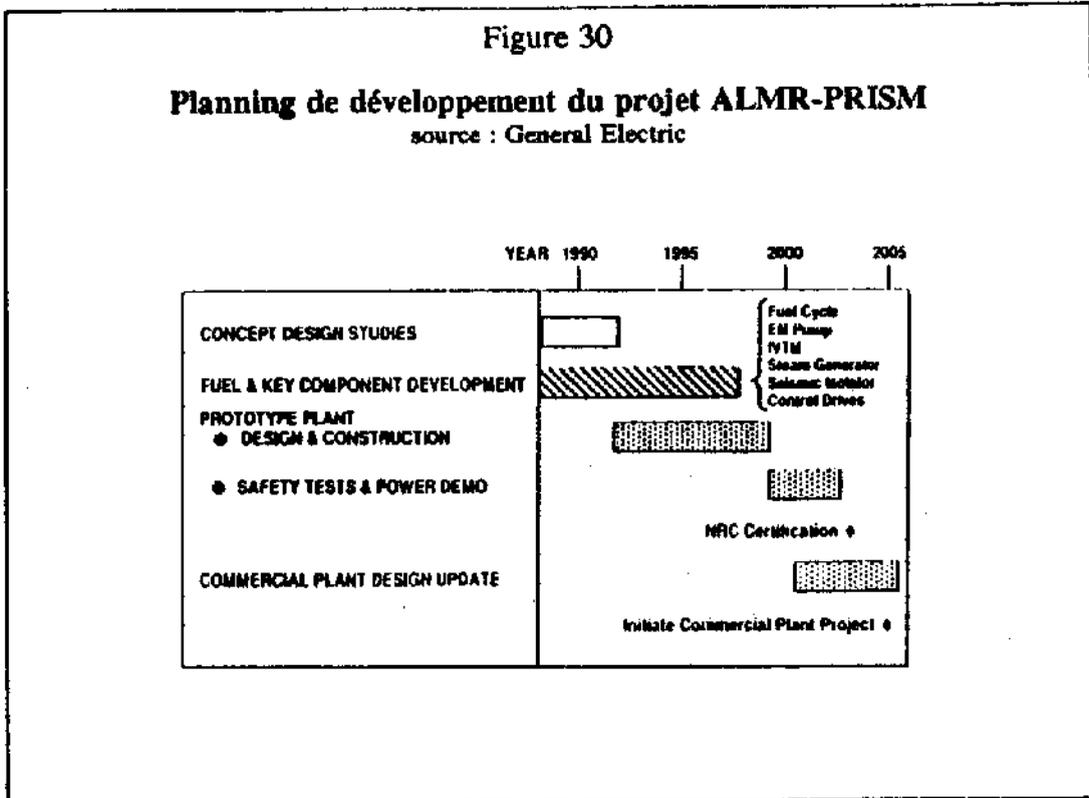
Le schéma ci-après présente l'architecture générale d'une centrale ALMR.

Pour une puissance de 1395 MWe, trois turbo-alternateurs sont utilisés. A chacun de ces trois turbo-alternateurs, sont couplés 4 petits réacteurs ALMR d'une puissance d'environ 155 MWe chacun.



Chacun des réacteurs est configuré de manière à atteindre le plus haut niveau de sûreté possible, avec les caractéristiques suivantes:

- réacteur de faible puissance
- coeur de faible dimension
- cuve de grande dimension par rapport au coeur
- cuve enterré
- préfabrication portant sur le plus grand nombre d'éléments possible
- quatre pompes électromagnétiques de recirculation
- 6 barres de commande surdimensionnées de telle sorte qu'une seule d'entre elles suffit à arrêter le réacteur
- rigidité forte de la cuve
- dispositif de refroidissement auxiliaire de la cuve fonctionnant spontanément par convection de l'air - Reactor Vessel Auxiliary Cooling System (RVACS) (voir figure suivante).



La compétitivité économique attendue par General Electric pour la centrale PRISM place cette dernière sur la même ligne que la centrale ABWR pour des capacités de 600 MWe. En revanche, pour des puissances plus élevées, le coût du kilowattheure devient non compétitif. La modularisation multiplie en effet les coûts d'investissement.

Le projet de réacteur ALMR-PRISM constitue le versant industriel de la filière IFR. Les responsables de General Electric que votre Rapporteur a rencontrés, estiment que ce projet est un défi particulièrement difficile à relever.

Deux idées de base vont en effet à l'encontre de l'évolution de ces dernières années aux Etats-Unis.

D'une part la filière rapide a subi des attaques très nourries aux Etats-Unis.

D'autre part la modularisation adoptée essentiellement pour des raisons de sûreté va à l'encontre de trente années de mise en oeuvre systématique des économies d'échelle.

Le réacteur ALMR-PRISM figure toutefois en bonne place dans la stratégie nucléaire de General Electric.

2. LES REACTEURS A HAUTE TEMPERATURE

Les réacteurs à haute température sont actuellement ré-étudiés dans la perspective de la préparation des réacteurs du futur.

Ces réacteurs sont dans la filiation des tout premiers réacteurs nucléaires qui étaient modérés au graphite et refroidis par un gaz.

La première pile atomique où apparaît pour la première fois une réaction en chaîne entretenue est celle qu'Enrico Fermi réalise en 1942 à Chicago. Le combustible utilisé est l'uranium naturel et le graphite est le modérateur, deux matériaux aisément préparés.

La pile de Fermi donne ultérieurement naissance, après la deuxième guerre mondiale, en France et en Grande-Bretagne, à la filière uranium naturel-graphite-gaz [71].

. les réacteurs UNGG et Magnox

Le démarrage de la filière UNGG en France s'effectue avec les piles G2-G3 de Marcoule et en Grande-Bretagne avec les piles de Calder Hall et de Chapel Cross.

Une fois effectué l'apprentissage des techniques correspondantes, la France se lance dans la construction des centrales de Chinon 1, 2 et 3, de Saint Laurent 1 et 2 et de Bugey 1, soit une capacité installée de 2 300 MWe environ.

La Grande-Bretagne se lance dans un programme important de construction de centrales souvent désignées sous le nom de Magnox, en raison du fait que la gaine du combustible est en alliage de magnésium. Au total, les centrales Magnox représentent une capacité de 6 000 MWe.

Le bilan économique de la filière s'avère relativement médiocre. En effet les contraintes de fonctionnement des réacteurs UNGG exigent des investissements lourds pour la mise en oeuvre de l'uranium métallique comme combustible.

La filière UNGG n'est pas poursuivie après 1972. La France choisit comme on sait, la filière des réacteurs à eau légère pressurisée.

. les réacteurs AGR

La Grande Bretagne, quant à elle tente d'améliorer la filière graphite-gaz, au travers de la mise au point d'un nouveau type de réacteur intitulé AGR (Advanced Gas-cooled Reactor).

Dans ce réacteur, le combustible n'est plus l'uranium métallique mais de l'oxyde d'uranium. L'alliage de magnésium utilisé pour les gaines du combustible UNGG est remplacé par de l'acier inoxydable. Le gaz carbonique sert encore de réfrigérant mais il peut être porté à beaucoup plus haute

température. Le rendement thermodynamique des centrales AGR est donc supérieur à celui des centrales Magnox.

La Grande-Bretagne se dote de 14 réacteurs AGR, dont la construction s'étale entre 1974 et 1987. La construction de ces réacteurs s'avère toutefois plus difficile que prévu. Les dépassements de coûts laissent penser que ce type de réacteurs doit être perfectionné.

. les réacteurs HTR ou HTGR

Différentes améliorations sont tentées, en particulier les réacteurs HTR (High Temperature Reactor) aussi dénommés High Temperature Gas cooled Reactors).

Plusieurs changements sont effectués afin, à la fois, de rendre plus aisée la construction et d'améliorer la rentabilité des réacteurs.

En premier lieu, le gaz utilisé pour le refroidissement est l'hélium. Les températures atteintes pour ce dernier sont de 750 °C à 900°C. Le combustible se présente sous la forme de billes d'oxyde ou de carbure d'uranium, de plutonium ou de thorium, enrobées d'une pellicule de pyrocarbone ou de carbure de silicium. Cette pellicule est censée bloquer les produits de fission à l'intérieur de la bille.

Les Etats-Unis et la RFA s'intéressent plus particulièrement aux réacteurs HTGR.

Aux Etats-Unis, un premier réacteur de développement de 40 MWe est construit à Peach Bottom. Le réacteur fonctionne correctement de juin 1967 jusqu'à son arrêt en 1984.

Un réacteur HTGR de 300 MWe est ensuite construit et mis en service aux Etats-Unis à Fort Saint Vrain. Dans ce réacteur, le coeur est constitué d'éléments prismatiques. Ce réacteur diverge en 1974 et est aujourd'hui arrêté.

En RFA, le premier réacteur d'étude AVR de 15 MWe permet de tester une autre architecture de coeur, en l'occurrence, un empilement de boulets sphériques. Un projet plus important est lancé, le réacteur THTR (Thorium Hoch Temperatur Reaktor) de 300 MWe de Schmehausen.

2.1.L'abandon de la filière HTR en RFA

Faute de perspectives raisonnables de commande pour leur projet de réacteur à haute température, ABB et SIEMENS abandonnent en février 1991 leur projet commun de réacteur à haute température.

ABB et SIEMENS avaient choisi en 1988 de regrouper leurs forces pour tenter de fournir à l'Union soviétique des réacteurs à haute température pouvant se substituer aux réacteurs RBMK. Les perspectives semblaient bonnes après la signature d'un accord de coopération avec le Comité d'Etat soviétique pour l'énergie atomique.

L'absence de possibilité de commande de la part de l'Union soviétique s'est ajoutée aux effets de la fermeture pour raison économique du réacteur à haute température et refroidi par gaz THTR de 300 MWe de Schmehausen.

ABB et Siemens ont donc renoncé à programmer la construction du réacteur à haute température de 500 MWe qui était en cours de définition. Les équipes ont été dispersées [72].

2.2. le réacteur ATR au Japon

Le Japon continue les études de la filière ATR (Advanced Thermal Reactor), c'est-à-dire un réacteur à eau lourde refroidi à l'eau légère, un concept que l'on ne trouve pas dans d'autres pays.

C'est en 1966 que la Japan Atomic Energy Commission décide le lancement de ce type de réacteurs, en parallèle avec la filière des réacteurs à neutrons rapides et accorde à FUGEN, comme aux rapides, le label de projet national.

Le réacteur FUGEN ATR, situé dans la presqu'île de Tsuruga, comme le réacteur à neutrons rapides MONJU, présente une puissance nette de 148 MWe et est en fonctionnement depuis 1979. FUGEN a produit en dix années de fonctionnement environ 9,1 TWh, avec une disponibilité de 63 %.

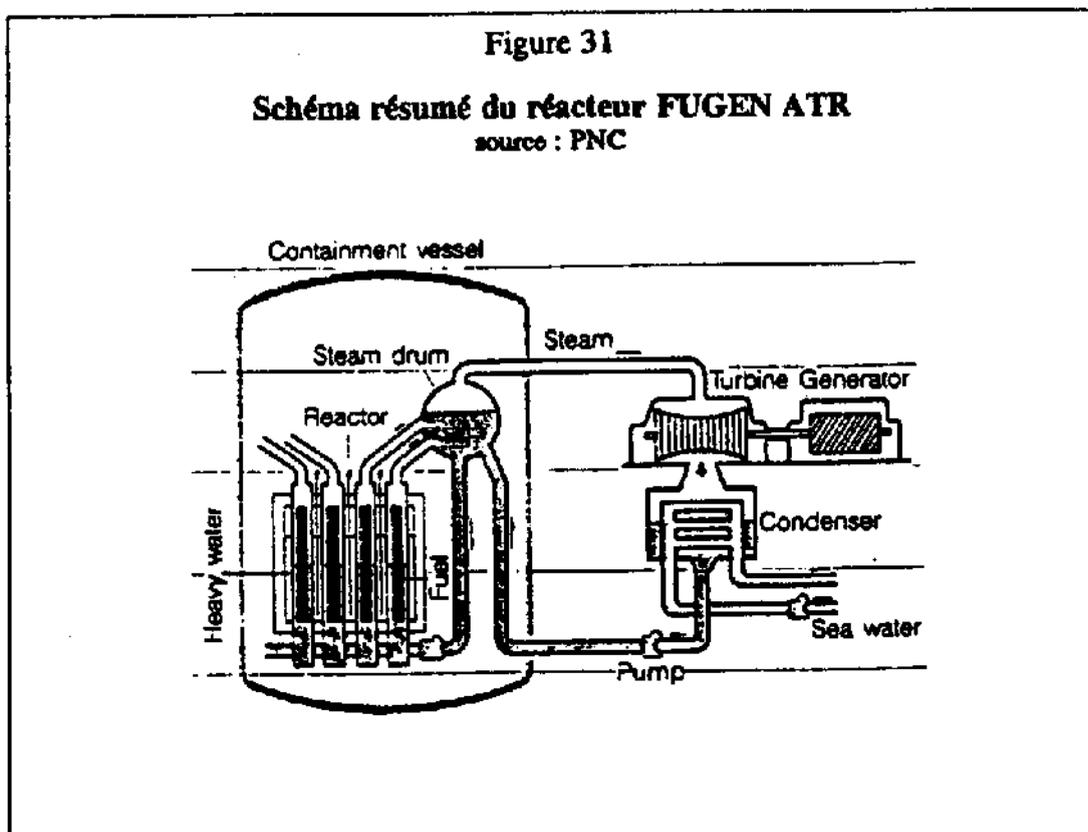
D'après PNC [73], FUGEN a été d'une grande utilité pour les tests des combustibles MOX et devrait servir également pour la mise au point de combustibles de hautes performances.

Un autre objectif est poursuivi avec FUGEN : la possibilité de disposer d'un réacteur de puissance intermédiaire pour brûler le plutonium de retraitement.

Le Japon a en effet fait le choix du retraitement.

D'après les prévisions, le plutonium récupéré ne pourrait être entièrement brûlé dans la filière rapide et par l'intermédiaire du combustible MOX (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium).

D'où la nécessité pour le Japon de disposer d'une autre filière pouvant accepter le plutonium comme combustible.



Pour l'ensemble de ces raisons, le Japon est loin d'abandonner la filière.

Des perfectionnements comme l'utilisation de la logique floue (fuzzy logic) pour des systèmes expert sont prévus pour le réacteur ATR. Ce système expert servirait à aider les opérateurs à contrôler le niveau d'eau dans le réservoir eau-vapeur (steam drum), lors du redémarrage.

Par ailleurs, le Japon a décidé de lancer la construction d'un réacteur ATR de 606 MW à Ohma, dans la préfecture d'Aomori, au nord du Japon. La construction débutera en 1993. Le réacteur devrait entrer en fonctionnement en 1999.

2.3. le projet de réacteur MHTGR développé par General Atomics aux États-Unis

Le projet de centrale MHTGR en cours de définition aux États-Unis correspond au redéploiement effectué à partir de 1984 du programme HTGR. Dans le prolongement du réacteur de Fort Saint Vrain, il avait été en effet question un moment de développer un réacteur HTGR de 1200 MWe.

Une décision conjointe du Department of Energy et de l'industrie réoriente le programme HTGR vers la définition d'un concept modulaire de réacteurs de petite taille (150 MWe) fonctionnant en parallèle dans une même

installation dont la puissance globale atteint 550 MWe. D'où le nom de Modular High Temperature Gas cooled Reactor (MHTGR).

Les développements qui suivent ont été directement communiqués à votre Rapporteur lors d'une présentation qui lui a été faite par des responsables de General Atomics [74]. Ces données ont été confrontées aux informations communiquées lors du colloque de la SFEN, par D. BASTIEN et P. MITAUT du CEA [75].

2.3.1. un projet de centrale modulaire développé par un consortium d'entreprises menées par General Atomics

La centrale MHTGR est une centrale modulaire, constituée d'un ensemble de 4 réacteurs HTGR de 135 MWe de puissance chacun.

Les quatre réacteurs sont enterrés. Ils alimentent quatre turbo-alternateurs représentant une puissance électrique nette de 538 MWe.

Les auxiliaires sont communs aux quatre réacteurs. Une salle de commande unique permet de piloter l'ensemble de la centrale.

La centrale MHTGR est ainsi une centrale de moyenne puissance, reposant sur des réacteurs enterrés de faible puissance, et présentant l'avantage d'être modulaire. Le concept est donc à même de répondre à un spectre de besoins étendus.

Le projet est mené par cinq entreprises : General Atomics, Stone & Webster Engineering Corporation, Bechtel National Inc., General Electric et Combustion Engineering. Le consortium est souvent intitulé CEGA (Combustion Engineering - General Atomics).

Le budget des études et recherches conduites autour du concept est pour la seule année 1991 de 82 millions de dollars, soit 483 millions de francs sur la base d'un dollar à 5,90 F.

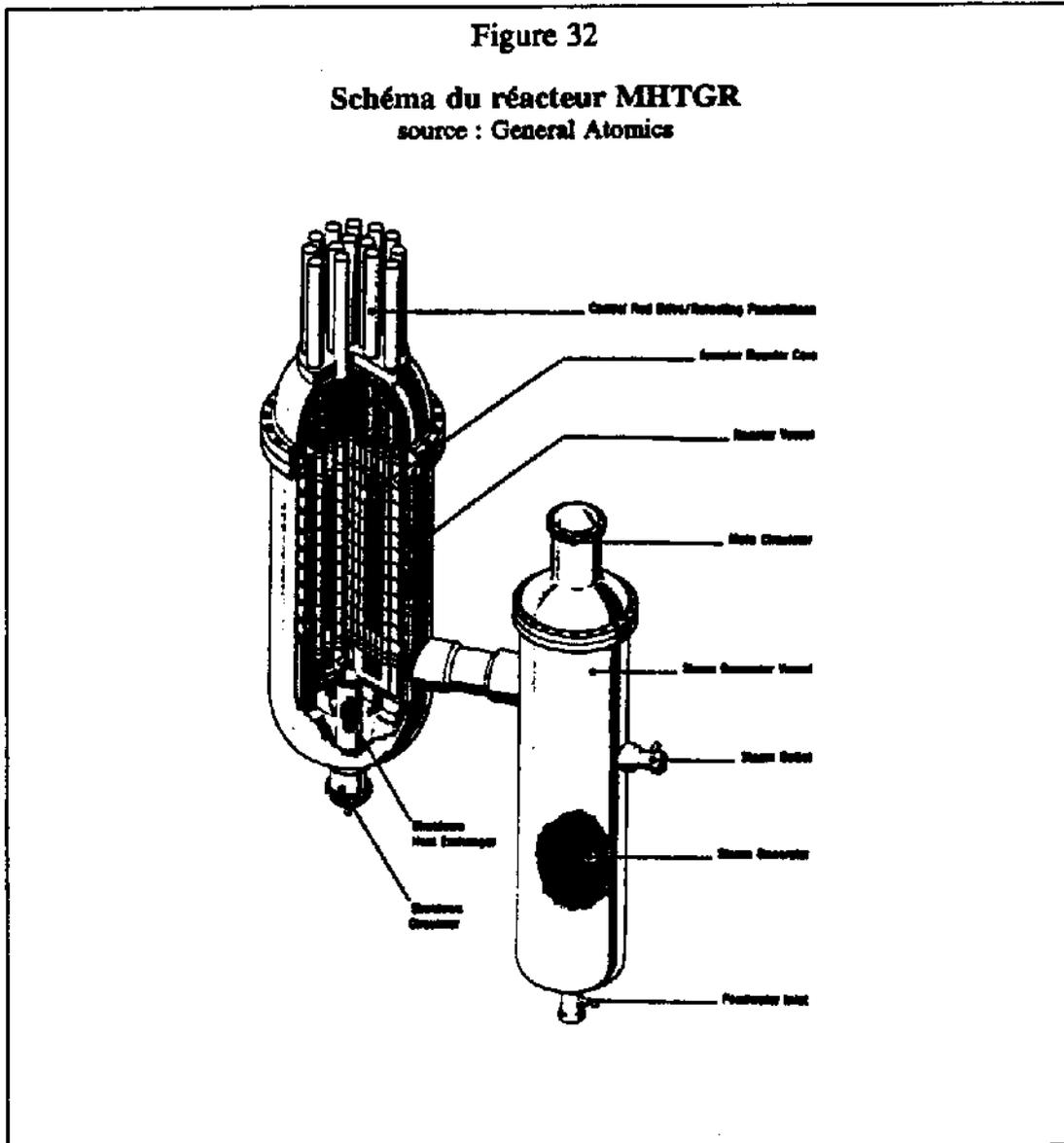
2.3.2. les caractéristiques principales du réacteur MHTGR

Le réacteur MHTGR est un réacteur simple dans son design. Il comporte une seule boucle de refroidissement. Le système d'évacuation de la chaleur résiduelle - simple lui aussi - est doublé de circuits de secours en fonctionnement permanent, qui n'ont pas à être actionnés. Les concepteurs du réacteur MHTGR démontrent que cette simplicité, qui repose sur la pleine utilisation des spécifications du réacteur et la mise en oeuvre de forces naturelles, permet d'atteindre une sûreté très grande.

La figure suivante présente le design général extérieur du réacteur.

Figure 32

Schéma du réacteur MHTGR
source : General Atomics



La cuve cylindrique du réacteur (6,7 mètres de diamètre sur 21,6 m de longueur) contient le cœur, les réflecteurs et les divers supports.

Le cœur est formé d'un empilement d'éléments hexagonaux en graphite de 80 cm de hauteur et de 35 cm de large (de face à face).

Les éléments hexagonaux qui contiennent le combustible, comprennent des canaux verticaux dans lesquels sont logés les cylindres de combustible, eux-mêmes constitués de micro-billes réfractaires agglomérées d'uranium fissile et de thorium fertile.

La zone active du cœur est annulaire. Les réflecteurs sont en positions centrale et extérieure.

Les barres de commande sont articulées et actionnées à travers la partie supérieure de la cuve. Un système complémentaire d'arrêt d'urgence est prévu : des canaux sont laissés vides dans certains éléments hexagonaux correspondant à la zone annulaire active du coeur; il est possible en cas de défaillance des barres de commande articulées, d'y faire chuter des micro-billes de carbure de bore.

2.3.3. les principales caractéristiques de sûreté du projet MHTGR

La sûreté du réacteur MHTGR résulte en premier lieu des caractéristiques de la filière graphite-gaz. Des spécifications particulières au combustible utilisé et à l'architecture du réacteur contribuent aussi à la sûreté d'ensemble du réacteur.

2.3.3.1. un dimensionnement prudent du coeur et les avantages du graphite et de l'hélium

Selon General Atomics, le projet MHTGR représente une évolution significative dans le dimensionnement du coeur.

Celui-ci voit ses dimensions calculées pour que la température atteinte par le coeur lors de l'accident de gravité maximale reste inférieure à la température à partir de laquelle la rétention des produits de fission diminue.

Ceci n'était pas le cas pour les projets de réacteur HTGR de grande ampleur.

Par ailleurs, le réacteur par conception bénéficie de l'inertie thermique du graphite, de sa stabilité à haute température et du caractère inerte du réfrigérant, à savoir l'hélium.

2.3.3.2. des particules de combustible devant assurer la rétention des produits de fission

Dans le prolongement des orientations prises pour les précédents réacteurs de la filière HTGR, le combustible utilisé se présente sous la forme de microbilles comprenant un noyau d'oxycarbure d'uranium 235 enrichi à 20 % ou d'oxyde de thorium recouvert de plusieurs couches ou "peaux" de matériaux destinés à bloquer dans la bille tous les produits de fission. Le diamètre total de la micro-bille est de 0,8 millimètre.

Les quatre couches de matériaux différents disposées autour du noyau, assurent la tenue de la bille aux fortes températures et jouent le rôle de barrières de rétention pour les produits de fission :

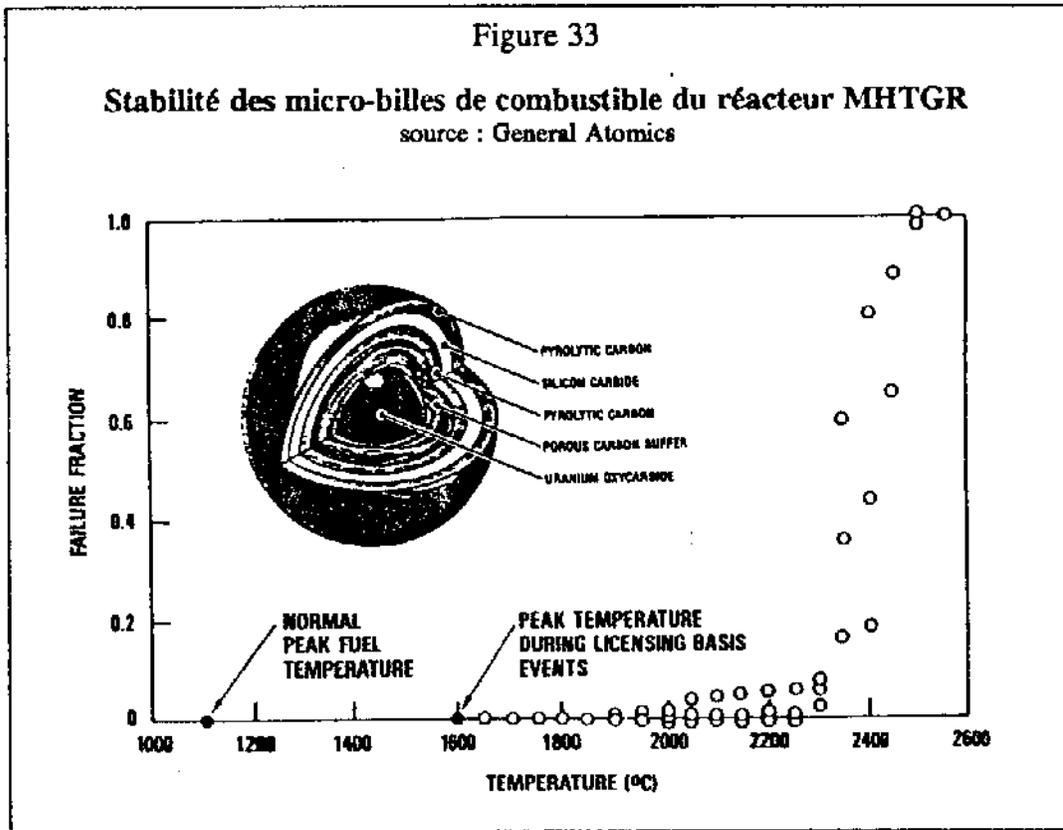
. carbone poreux : cette couche - buffer layer - sert d'espace de fixation des produits de fission gazeux, et filtre une partie des produits de fission

. pyrocarbone interne : cette couche sert de substrat au carbure de silicium lors de la fabrication des micro-billes et retient les produits de fission, à l'exception du césium et du strontium

. carbure de silicium : ce matériau réfractaire retient les gaz et les métaux de fission, dont le césium et le strontium

. pyrocarbone externe : surfaçant et barrière supplémentaire.

La figure ci-après présente la configuration de la microbille de combustible ainsi que la plage de température dans laquelle l'intégrité de celles-ci est assurée.



L'intégrité des micro-billes est assurée au moins jusqu'à 1800°C. General Atomics considère qu'aucune émission de produits de fission n'intervient en dessous de 2000 °C.

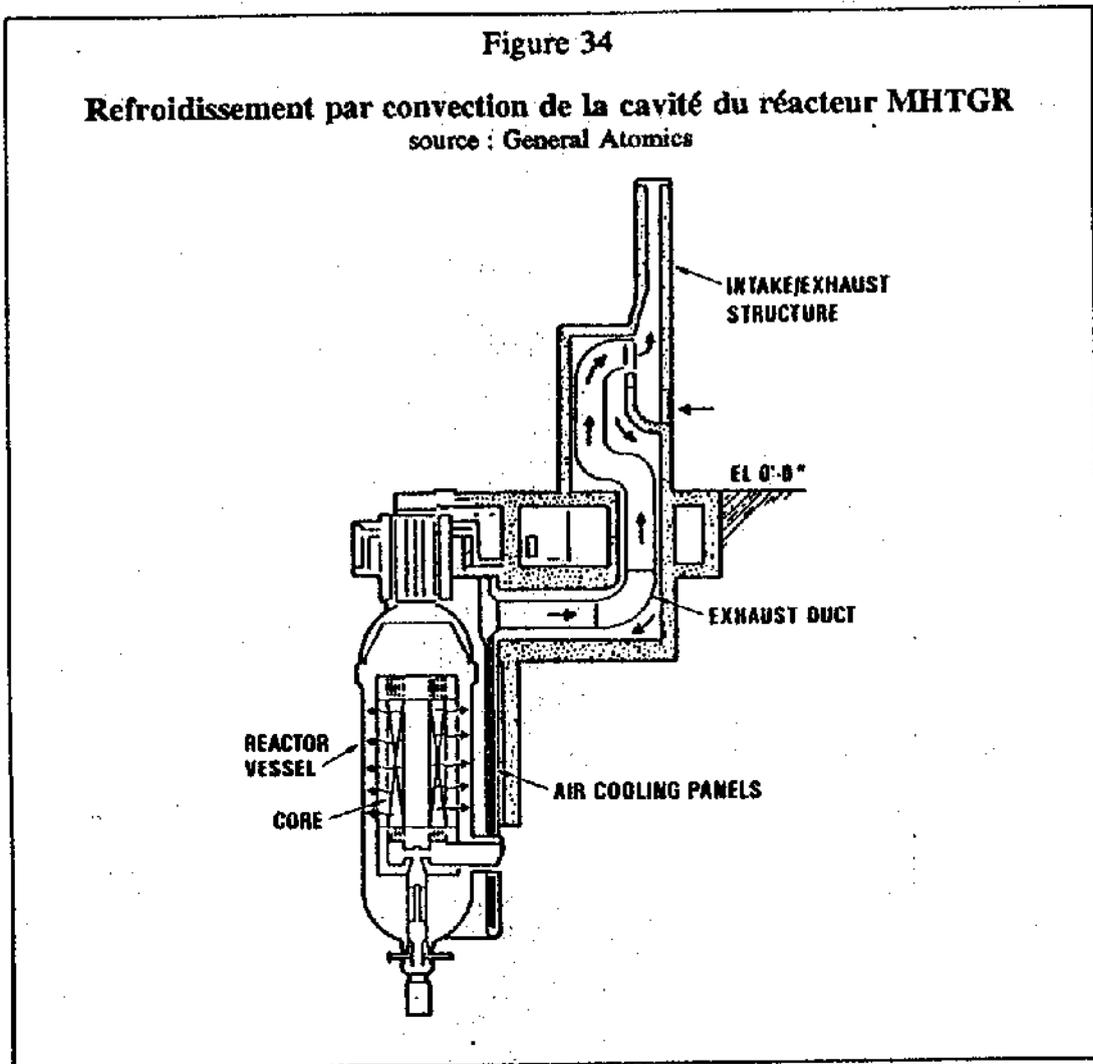
2.3.3.3. *l'évacuation de la chaleur produite*

Les fonctions de refroidissement du réacteur MHTGR sont assurées par plusieurs systèmes.

. le refroidissement de la cavité par convection d'air

Ce premier système vaut pour toutes les situations - arrêt ou fonctionnement - et résulte de l'architecture du réacteur et de la cavité creusée dans le sol dans laquelle celui-ci réside.

Non seulement le réacteur n'est pas calorifugé mais il est entouré d'espaces vides qui communiquent avec l'air ambiant par un ensemble de conduits et de cheminée, ainsi que le montre la figure suivante.



La convection contribue au refroidissement du réacteur, en toutes situations, normale ou avec interruption des systèmes de refroidissement.

le refroidissement par conduction et rayonnement thermique

Le réacteur étant non calorifugé et enterré, ses concepteurs indiquent que par conduction thermique et par rayonnement, des quantités importantes de chaleur sont spontanément évacuées.

La conduction thermique et le rayonnement contribuent aux systèmes actifs de refroidissement et y suppléent partiellement s'ils s'interrompent.

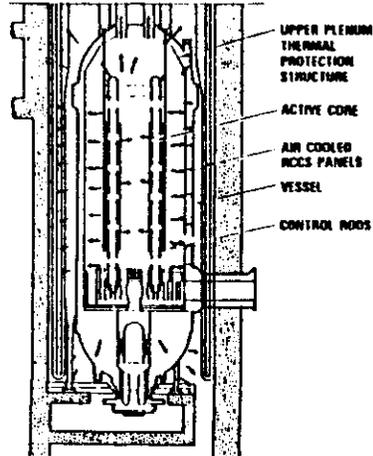
Figure 35

Contribution de la conduction et du rayonnement au refroidissement du réacteur MHTGR

source : General Atomics

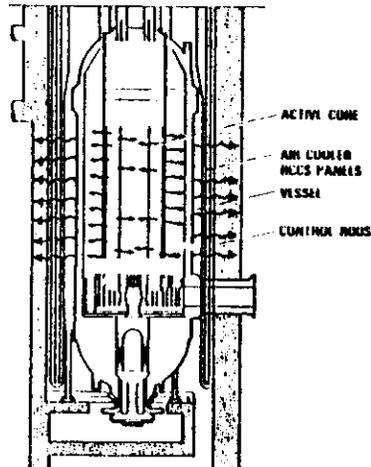
PRESSURIZED CONDUCTION COOLDOWN

- HEAT REMOVED BY:
- CORE CONVECTION
 - CORE CONDUCTION
 - CORE INTERNAL RADIATION
 - VESSEL RADIATION
 - RCCS CONVECTION



DEPRESSURIZED CONDUCTION COOLDOWN TO BUILDING AND GROUND

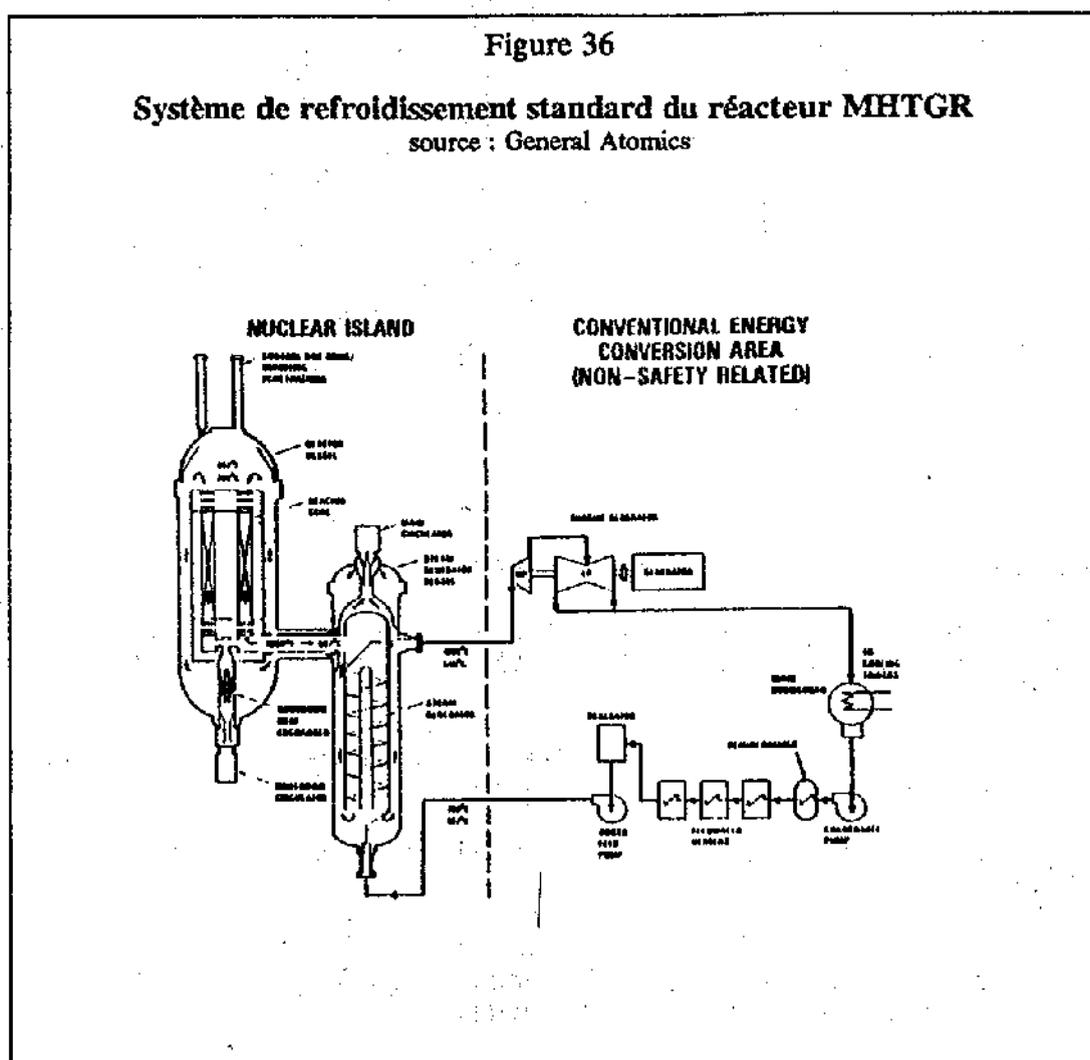
- HEAT REMOVED BY:
- CORE CONDUCTION
 - CORE INTERNAL RADIATION
 - VESSEL RADIATION
 - CONDUCTION TO GROUND



. le système de refroidissement en fonctionnement normal

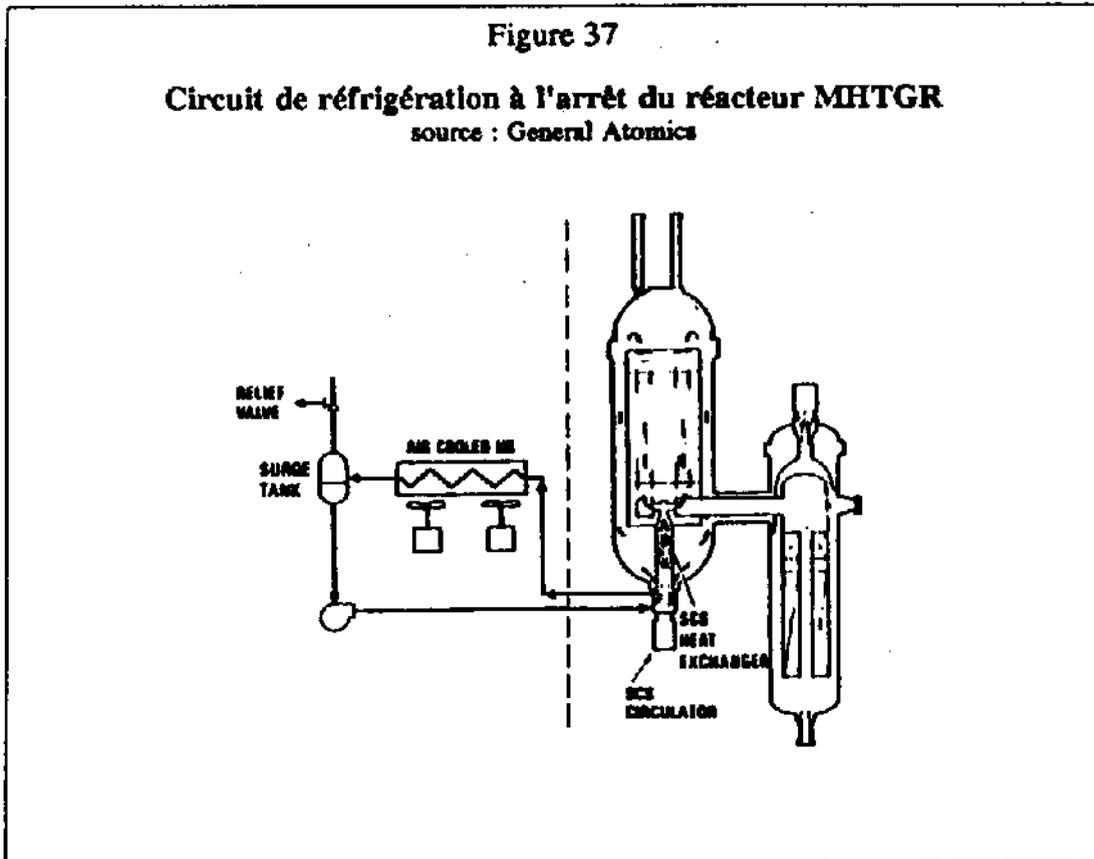
Le système de refroidissement en fonctionnement normal vient s'ajouter au système précédent.

Le fluide utilisé est l'hélium gazeux. Un circuit secondaire fonctionnant au mélange eau-vapeur vient refroidir le circuit primaire dans un générateur de vapeur. Il y a sur ce réacteur une seule boucle de refroidissement et un seul générateur de vapeur.



. le système de refroidissement à l'arrêt

Un échangeur de chaleur est placé en partie basse de la cuve du réacteur. L'hélium est refroidi par un courant d'eau circulant dans un circuit spécial représenté figure suivante.



2.3.3.4. un réacteur sûr en toutes circonstances ?

Les concepteurs du réacteur exposent que le réacteur est sûr en toutes circonstances, même en cas de perte du réfrigérant et de perte du système de refroidissement à l'arrêt.

Les rejets de radioéléments sont par ailleurs impossibles, compte-tenu du combustible utilisé, stable dans toutes les plages de température possibles.

Si ces bases étaient vérifiées, le réacteur MHTGR serait donc le concept idéal vis-à-vis de la sûreté.

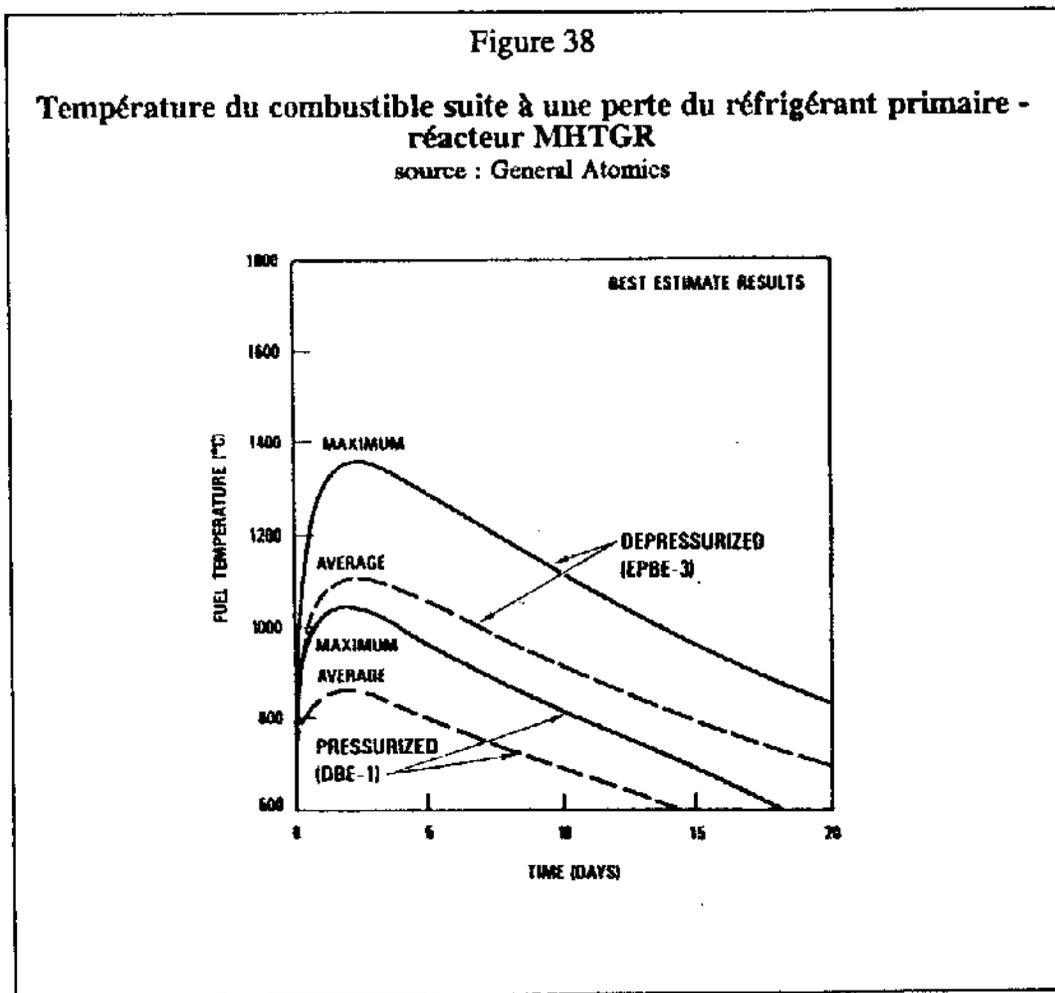
Les concepteurs s'attachent en conséquence à fournir une argumentation convaincante sur le point central de la démonstration, à savoir la question de la limitation de l'ampleur des excursions de température.

. des évolutions en température d'une ampleur limitée

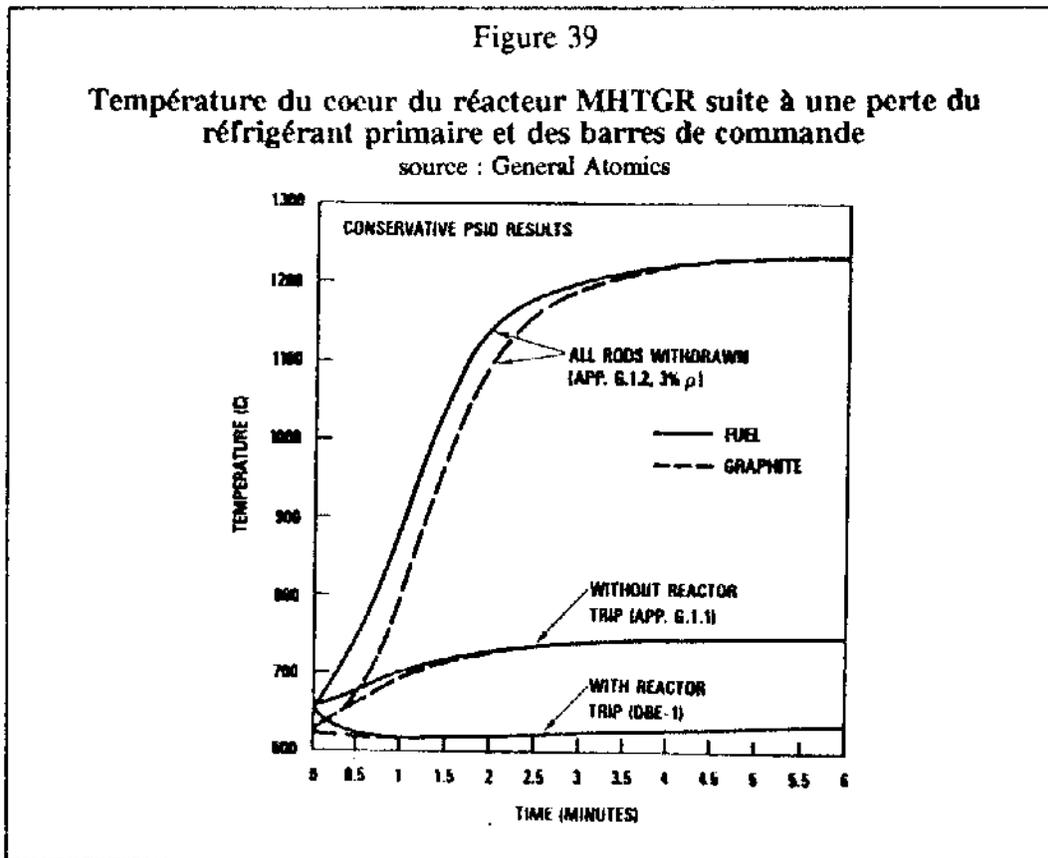
Les systèmes passifs, mettant en oeuvre la convection, la conduction et le rayonnement, suffisent, selon eux, pour ramener le réacteur à une température acceptable grâce à plusieurs caractéristiques essentielles du réacteur:

- l'inertie thermique du graphite, sa stabilité à haute température et un coefficient de température très négatif contribuent à limiter la montée en température

- ainsi une perte de réfrigérant, que ce soit en situation de pression ou de dépressurisation du circuit primaire, se caractérise par un maximum de température de 1400 °C au bout de 2 jours - avec une décroissance lente ultérieurement -, température inférieure d'au moins 400 °C à la température de relâchement des produits de fission par les micro-billes de combustible (voir figure ci-après)



- General Atomics fournit aussi des indications sur la tenue du combustible lors d'une situation conjuguant perte du réfrigérant primaire et perte des barres de commande. La température maximale atteinte dans le coeur est de 1250 °C



Au total, General Atomics affiche une probabilité d'accident grave du cœur inférieure à 10^{-5} par module et par an.

. la faiblesse des rejets potentiels

Compte-tenu de son design et de ses caractéristiques de fonctionnement, les rejets potentiels du réacteur MHTGR sont très faibles.

En fonctionnement, la dose moyenne annualisée en dehors du site serait de 5 mREM par an. En situation accidentelle (10CFR100), la dose moyenne serait de 25 rem.

Il est à noter à cet égard que les concepteurs du projet confiant dans la sûreté du réacteur n'ont pas prévu initialement d'enceinte de confinement sous forme de dôme placée au dessus du réacteur.

A la demande de la NRC, une modification allant dans ce sens est à l'étude et sera sans doute acceptée par les concepteurs.

2.3.3.5 des premiers résultats qui méritent confirmation

La démonstration de General Atomics comporte encore d'autres arguments :

- la bonne résistance du combustible dans l'hypothèse d'entrées d'eau dans le coeur

- la limitation de l'oxydation des blocs de graphite en cas d'incendie du coeur : d'une part, il existe des possibilités de limiter les entrées d'air dans le réacteur et d'autre part, les températures atteintes par le coeur sont limitées.

Le concept de réacteur MHTGR semble au total d'un intérêt certain à votre Rapporteur. Mais plusieurs types de démonstrations doivent encore être faites.

En premier lieu, il s'agit de vérifier que les systèmes passifs fondés sur la convection, la conduction et le rayonnement ont des dimensionnements suffisants pour assurer la sûreté du réacteur MHTGR.

Par ailleurs, il convient de déterminer si la vitesse de retour à la normale d'un réacteur accidenté est suffisante pour les structures du réacteur et acceptable pour l'opinion.

Les mécanismes auxquels il est fait recours ne ramènent en effet le réacteur à la normale qu'au bout de plusieurs jours.

Un autre type de démonstration doit aussi être fait, celui de la compétitivité d'une centrale MHTGR par rapport aux autres filières.

D'après les indications données à votre Rapporteur, les coûts d'investissement d'une centrale MHTGR et d'un réacteur PWR AP-600 seraient comparables.

En tout état de cause, les concepteurs de General Atomics indiquent qu'une centrale MHTGR est de loin plus compétitive qu'une centrale ALMR.

Ces démonstrations doivent être faites et le seront selon toute vraisemblance.

Le réacteur MHTGR semble en effet porteur d'applications potentielles. Il est en effet possible sous certaines conditions de fonctionnement d'atteindre des niveaux élevés de température, d'où des applications industrielles possibles. Par ailleurs, la modularité du concept permet d'envisager des centrales d'une puissance adaptée aux caractéristiques du réseau électrique et aux besoins.

Si les démonstrations de sûreté sont probantes, le réacteur MHTGR pourrait redonner une actualité à la filière bien connue des réacteurs à haute température.

Il est à noter à cet égard que le projet MHTGR est mis en concurrence par le Department of Energy avec un réacteur à eau lourde pour la construction d'un réacteur producteur de tritium à usage militaire [76].

De nombreuses voix s'élèvent aux Etats-Unis pour que le réacteur MHTGR soit retenu à cet effet. 80 à 90 % des composants du réacteur à usage militaire sont identiques à ceux du réacteur à usage civil correspondant.

B. LA FILIERE CANDU, MARGINALE MAIS VIVACE

Les réacteurs CANDU constituent le seul débouché industriel de la filière utilisant l'eau lourde comme modérateur [J.Bussac et J.Horowitz, op.cit.]. Les réacteurs CANDU sont développés et construits au Canada par l'Atomic Energy of Canada Limited.

Cette filière même si elle n'a pas donné lieu à des réalisations aussi nombreuses que celles de l'eau légère, connaît des succès répétés à l'étranger. C'est pourquoi il paraît nécessaire de ne pas la sous-estimer.

1. APERÇUS TECHNIQUES ELEMENTAIRES

Les réacteurs CANDU utilisent l'eau lourde à la fois comme modérateur et comme fluide réfrigérant. Celle-ci circule sous pression dans des tubes contenant le combustible formé d'assemblages de crayons d'oxyde d'uranium, d'où le nom anglo-saxon de Pressure vessel Heavy Water Reactor (PHWR).

Cette filière présente un avantage essentiel, celui de faire appel à de l'uranium naturel. Celui-ci est moins coûteux que l'uranium enrichi. L'offre d'uranium naturel est aussi plus diversifiée que celle de l'uranium enrichi.

Ces deux avantages expliquent que certains pays en voie de développement ou nouveaux pays industriels aient choisi cette filière.

La filière présente deux inconvénients, l'un mineur, l'autre majeur.

Le premier inconvénient est de nécessiter par hypothèse de l'eau lourde, coûteuse à fabriquer. Il est toutefois acquis que le coût de fabrication de l'eau lourde est très inférieur à celui de l'enrichissement.

Le deuxième inconvénient - celui-là majeur au regard de la sécurité - est que ce type de réacteur soit proliférant : ils permettent facilement, en l'absence de contrôle, de produire, à partir de l'uranium naturel, du plutonium susceptible d'utilisation militaire.

2. DES SUCCES REPETES A L'EXPORTATION

Le Canada est très actif sur les marchés des nouveaux pays industriels et des pays en développement où il propose différents modèles de son réacteur Candu.

2.1. la confirmation des succès remportés en Corée du Sud

La filière CANDU a enregistré début 1991, après une interruption des ventes de 9 années, un succès avec la commande par la Corée du Sud d'un réacteur de 680 MWe par la Corée du Sud (Korea Electric Power Corporation - KEPCO) [77].

Ce réacteur sera installé à Wolsong, à côté du premier réacteur CANDU déjà en service. Les excellentes performances de la première unité installée motivent la décision de KEPCO.

Sur la totalité de sa durée de vie, le premier réacteur CANDU installé en Corée du Sud s'est caractérisé par un taux de disponibilité de 79 %, supérieur, d'après AECL, à ceux des autres réacteurs en service en Corée - des réacteurs à eau légère américains ou français -. Certaines années, comme en 1986, le réacteur de Wolsong a été classé premier dans le monde. En 1989, sa disponibilité a été de 91 %.

2.2. les perspectives actuelles en Roumanie

La Roumanie, soucieuse de son indépendance mais désireuse de se doter d'un parc électronucléaire avait commencé en 1979 la construction d'un réacteur CANDU de 680 MWe à Cernavoda.

Faute de crédits, ce chantier a dû être interrompu quelques mois plus tard, le réacteur étant construit à 55 %.

Grâce à un prêt de 277 millions de dollars US du Canada et à un prêt complémentaire de banques italiennes, la construction du réacteur va pouvoir être achevée rapidement [78].

L'Atomic Energy of Canada Ltd (AECL) va réaliser les travaux correspondants pour l'îlot nucléaire. Le groupe public italien Ansaldo prend en charge la partie classique.

Cette attitude très dynamique du Canada semble pouvoir relancer son implantation dans les Pays de l'Est, voire dans d'autres pays.

2.3. les perspectives en Uruguay

L'Uruguay a tiré les leçons d'une sécheresse importante survenue en 1988 qui a causé de graves difficultés d'approvisionnement en électricité, celle-ci étant à 75 % de l'hydroélectricité.

L'option du nucléaire est débattue, à côté de l'utilisation du gaz naturel argentin et de celle de l'hydroélectricité provenant du Paraguay [79].

L'Atomic Energy of Canada Ltd (AECL) a proposé la fourniture d'un réacteur Candu 600 MWe à la demande des autorités uruguayennes. L'AECL a suggéré, sans être entendue, la fourniture d'un CANDU 300 MWe qui correspond mieux au niveau technique du pays et à ses besoins en énergie.

Bien que la décision de l'Uruguay soit reportée, il semble que la solution nucléaire fondée sur le réacteur CANDU soit encore susceptible de déboucher [80].

C. LES REACTEURS A EAU LEGERE : DES INNOVATIONS TECHNOLOGIQUES MAIS AUSSI COMMERCIALES POUR DES HORIZONS VARIES

INTRODUCTION : UN FOISONNEMENT DE PROJETS CENTRES SUR L'AMELIORATION DE LA SURETE

Les réacteurs à eau légère du type PWR (réacteurs à eau pressurisée) et BWR (réacteurs à eau bouillante) représentent 76 % de la puissance électronucléaire installée dans le monde [CEA, op.cit.].

L'expérience acquise, facteur de sûreté et d'économies, justifie donc que ce soit dans la filière eau légère pressurisée ou bouillante que les efforts de renouvellement des concepts soient les plus importants.

De fait, c'est à un foisonnement de projets que l'on assiste à l'étranger, et principalement aux Etats-Unis, où l'innovation semble conditionner un redémarrage du nucléaire.

On expose dans la suite les différents projets les plus importants en faisant une distinction entre les différents types de réacteurs selon leur puissance.

Cette distinction paraît en effet la seule opérationnelle. Le caractère passif ou non des réacteurs est en effet une notion largement convenue comme cela est exposé ci-dessous.

réacteurs intrinsèquement sûrs ou réacteurs à sûreté renforcée ?

Au début des réflexions sur les réacteurs du futur, certains promoteurs de ces réacteurs ont tenté de dénommer leurs projets "réacteurs intrinsèquement sûrs" - "inherently safe".

Un débat important est alors né entre les experts du nucléaire sur la réalité des concepts présentés et sur l'opportunité de faire une telle distinction entre les réacteurs du futur et les réacteurs actuels.

Votre Rapporteur a rendu compte de cette discussion, dans le cadre de l'un des rapports annexes demandés à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques par la Commission de la Production et des Echanges de l'Assemblée nationale, dans le cadre de la préparation de son rapport d'information sur la politique énergétique déposé en décembre 1989 [81].

Il est certes séduisant de recourir à des dispositifs de sûreté dont le déclenchement, en cas de fonctionnement anormal du réacteur, serait

automatique en ce sens qu'il ne nécessiterait ni intervention humaine, ni utilisation de sources d'énergie mécanique ou hydraulique additionnelles.

Les idées correspondantes méritent d'être validées par des analyses de sûreté détaillées et par des tests en vraie grandeur.

En tout état de cause, il est légitime de rechercher une amélioration de la sûreté de fonctionnement des réacteurs nucléaires par l'intégration de nouveaux dispositifs de régulation.

Mais cette idée de sûreté passive a été étendue à l'ensemble de certains réacteurs, qui ont alors été présentés comme intrinsèquement sûrs.

Dès lors il est clairement apparu que les promoteurs de cette dénomination étaient à la recherche d'un avantage marketing. L'introduction de la notion avait aussi pour but d'induire l'idée que les précédents réacteurs ne sont pas intrinsèquement sûrs.

En réalité, le bon sens indique qu'un réacteur destiné à produire de l'énergie par une réaction en chaîne ne peut en aucun cas être considéré comme intrinsèquement sûr, c'est-à-dire stable, sauf à concevoir des réacteurs qui ne peuvent diverger.

Tout au plus, peut-on considérer que l'on peut renforcer la sûreté, en multipliant les dispositifs passifs mais aussi actifs.

A cet égard, les critiques ont été nombreuses contre les réacteurs supposés intrinsèquement sûrs.

Aujourd'hui, cette notion est définitivement écartée. Le débat porte tout au plus sur les performances des nouveaux systèmes de sûreté dits passifs.

Ce débat est vif, dans la mesure où rares sont les démonstrations des avantages des systèmes passifs apportées par leurs concepteurs.

Une étude approfondie a d'ailleurs été faite par des experts américains, à la demande de l'association Union of Concerned Scientists [82]. Cette étude fait définitivement justice du concept de réacteurs intrinsèquement sûrs et analyse en détail les failles de certains de ces réacteurs.

Votre Rapporteur a régulièrement évoqué cette question avec ses interlocuteurs. Les développements qui suivent reprennent pas à pas pour les différents types de réacteurs étudiés, l'exposé des avantages présentés par les systèmes passifs les plus importants et les critiques qui peuvent être faites à leur encontre.

On aborde dans la suite, en premier lieu les projets de réacteurs de forte puissance, puis les réacteurs de puissance moyenne de la filière eau légère.

1. LES PROJETS DE REACTEURS DE FORTE PUISSANCE : UNE EVOLUTION SANS DISCONTINUTE PAR RAPPORT AUX REACTEURS ACTUELS

Les principaux projets de réacteurs évolutionnaires de forte puissance sont dérivés des réacteurs en service, développés par les constructeurs américains.

On détaillera ci-dessous les projets APWR de Westinghouse et ABWR de General Electric, sur lesquels votre Rapporteur a pu obtenir des informations de première main.

Le projet System 80+ d'ABB-Combustion Engineering est cité sur la base d'informations écrites de seconde source.

1.1. le projet APWR (Advanced Pressurized Water Reactor) de Westinghouse

Il semble que la mise au point d'un réacteur APWR par Westinghouse ait soulevé de grandes difficultés chez ce dernier.

Différentes informations ont été données à votre Rapporteur lors de ses entretiens avec des responsables de Westinghouse [83]. Mais certaines d'entre elles ne sont pas totalement recoupées.

C'est un consortium de recherche qui a mené les études de définition du concept APWR. Des aides du Gouvernement japonais et des compagnies d'électricité ont accompagné l'effort d'ingénierie de Westinghouse et de Mitsubishi Heavy Industries (MHI), seul fournisseur de réacteurs à eau pressurisée au Japon.

Au total 150 millions de dollars auraient été dépensés dans ce processus.

Westinghouse et MHI auraient terminé le design intermédiaire et la définition des tests à conduire pour le test des composants les plus importants en mars 1987.

1.1.1 principales caractéristiques du projet APWR

Les principaux objectifs fixés à la conception de l'APWR sont les suivants :

- puissance thermique de 3823 MWth
- taux de disponibilité moyen de 90 % et de 98 % entre les arrêts pour rechargement
- réduction des coûts d'investissement de 15 %
- réduction des coûts du combustible de 20 %
- possibilité de faire du suivi de charge; adaptation automatique de fréquences.

Les choix d'ingénierie effectués sont les suivants :

- cuve de taille supérieure à celle du dernier réacteur PWR mis en service
- modification du design des générateurs de vapeur.

1.1.2. les choix de sûreté

L'objectif assigné à l'APWR pour la probabilité de fusion de coeur est de 10^{-6} par réacteur et par an.

Le réacteur APWR de 1000 MWe comporte trois boucles, le réacteur APWR de 1200 MWe quatre boucles.

4 circuits RCV totalement indépendants les uns des autres ont été prévus. Les réservoirs sont prévus dans l'enceinte de confinement mais pas les pompes.

Le système d'instrumentation et de contrôle fait appel aux techniques évoluées d'acquisition, de transport, de traitement et d'affichage de données : multiplexage, fibres optiques, microprocesseurs, tube cathodique.

1.1.3. un projet non retenu par la NRC

Ainsi que le montre le calendrier d'homologation des réacteurs du futur, tel qu'il était prévu par la NRC en juin 1991 (voir plus loin), le projet APWR n'a pas été retenu pour le moment ni par les compagnies d'électricité ni par l'industrie américaine pour bénéficier parmi les premiers d'un examen par la NRC.

Les informations données à votre Rapporteur sont tout autres. En mars 1991, il était indiqué que l'agrément de la NRC était imminent et qu'en tout état de cause, il ne suffisait plus à la NRC que de signer le dossier de Final Design Approval de l'APWR-1200.

Certaines sources indiquent que le dossier aurait été purement et simplement retiré de l'examen.

En tout état de cause, il est désormais établi que le réacteur à eau pressurisé de grande puissance de l'avenir n'est pas développée par Westinghouse.

1.1.4. une coopération avec le Japon insatisfaisante pour les deux partenaires

Il a été indiqué en mars 1991 par Westinghouse à votre Rapporteur que la compagnie japonaise d'électricité Kansai Electric Power avait annoncé son intention de construire un réacteur APWR. Les délais précisés étaient les suivants : 3 à 4 ans pour terminer l'ingénierie détaillée du réacteur APWR et 4 à 5 ans pour le construire.

En réalité, il semble que d'une part Mitsubishi Heavy Industries ne serait pas disposé à continuer les études sur le réacteur APWR et d'autre part

qu'aucune compagnie d'électricité japonaise familière des PWR ne soit en mesure, faute de site disponible, de construire un nouveau réacteur APWR.

KEPCO (Kansai Electric Power Co.) intéressée au premier chef par la construction d'un réacteur APWR ne dispose pourtant par de site dans sa zone d'activité - à la population dense et au relief accidenté -. Différentes tentatives pour acquérir des sites auprès d'autres compagnies d'électricité ont échoué. Un projet commun KEPCO - JAPCO (Japan Atomic Power Co.) pour un réacteur de démonstration pourrait résoudre le problème dans la mesure où JAPCO dispose de sites utilisables pour la construction de réacteurs nucléaires [84].

Mais, pour que ce projet débouche, il faudrait un engagement important et spécifique de Mitsubishi Heavy Industries. L'entreprise garde un souvenir cuisant de sa coopération avec Westinghouse sur ce sujet. Les 430 millions de F dépensés sur le projet avec Westinghouse n'ont eu qu'une rentabilité limitée [85].

L'APWR s'il a encore un avenir semble l'avoir uniquement avec Mitsubishi Heavy Industries [86].

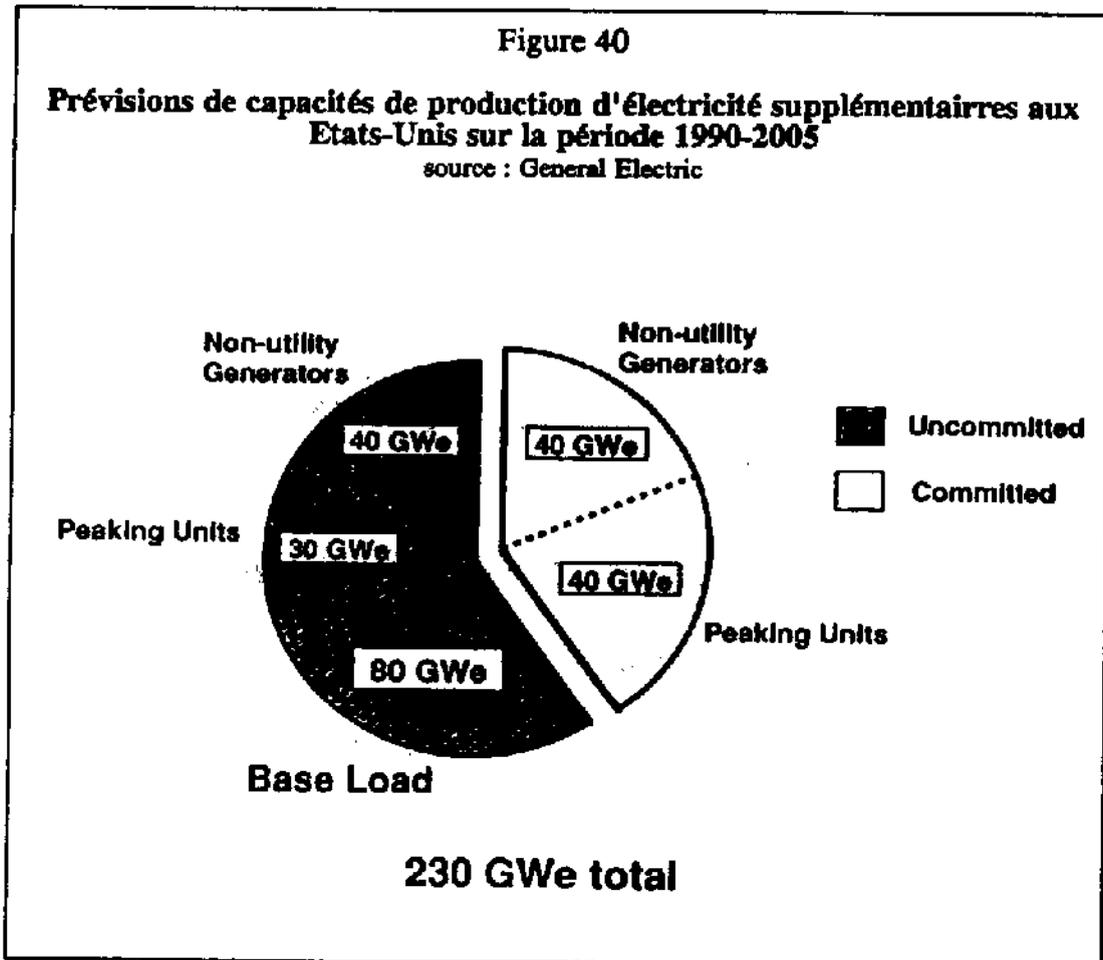
Selon Framatome [87], MHI étudierait une variante de l'APWR,

Mais le processus d'autorisation ne peut débuter au Japon que dans la mesure où une commande est passée. Il ne peut y avoir de certification d'un design standard. Le problème des sites est donc fondamental pour l'avenir de l'APWR.

1.2. le projet ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) de General Electric

Ainsi que cela a été exposé à votre Rapporteur [88], le raisonnement fait par General Electric, comme par d'autres industriels, est que la marge de capacité de production d'électricité par rapport à la consommation se rétrécit dangereusement aux Etats-Unis, du fait de la stagnation de la base installée et de la croissance de la consommation (voir section I).

L'estimation faite par General Electric des besoins en capacité de production d'électricité nouvelles aux Etats-Unis est présentée sur la figure suivante.

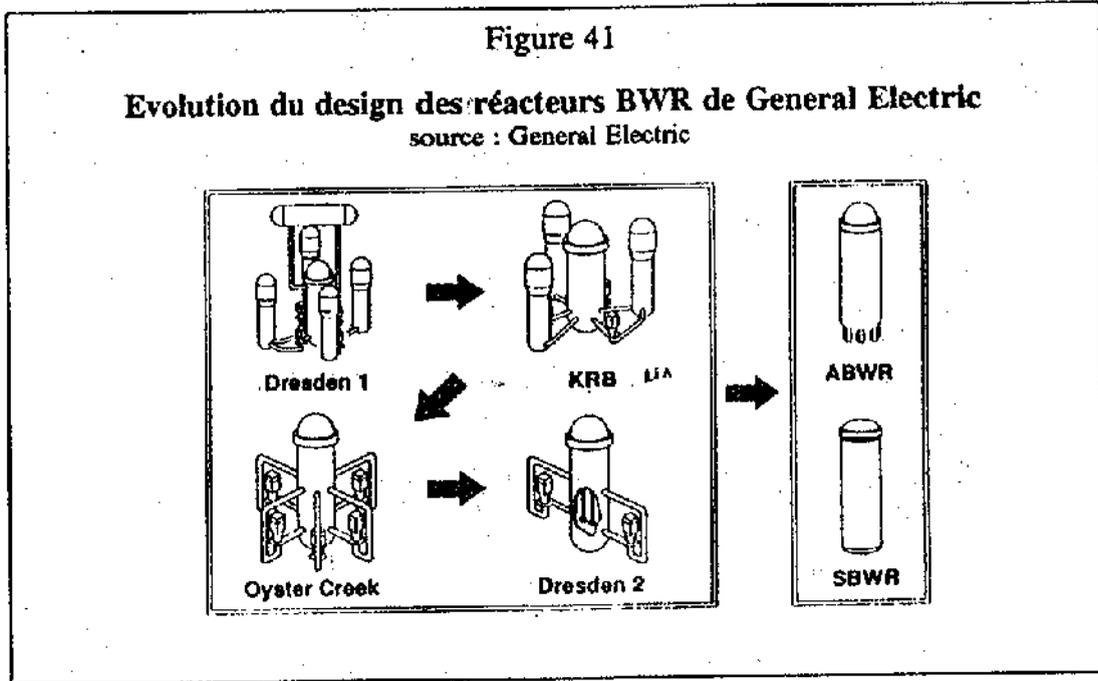


La stratégie de General Electric pour le marché national privilégie le créneau des 80 GWe estimés nécessaires pour l'alimentation en base du réseau pour la période 1990-2005 [General Electric, op.cit.].

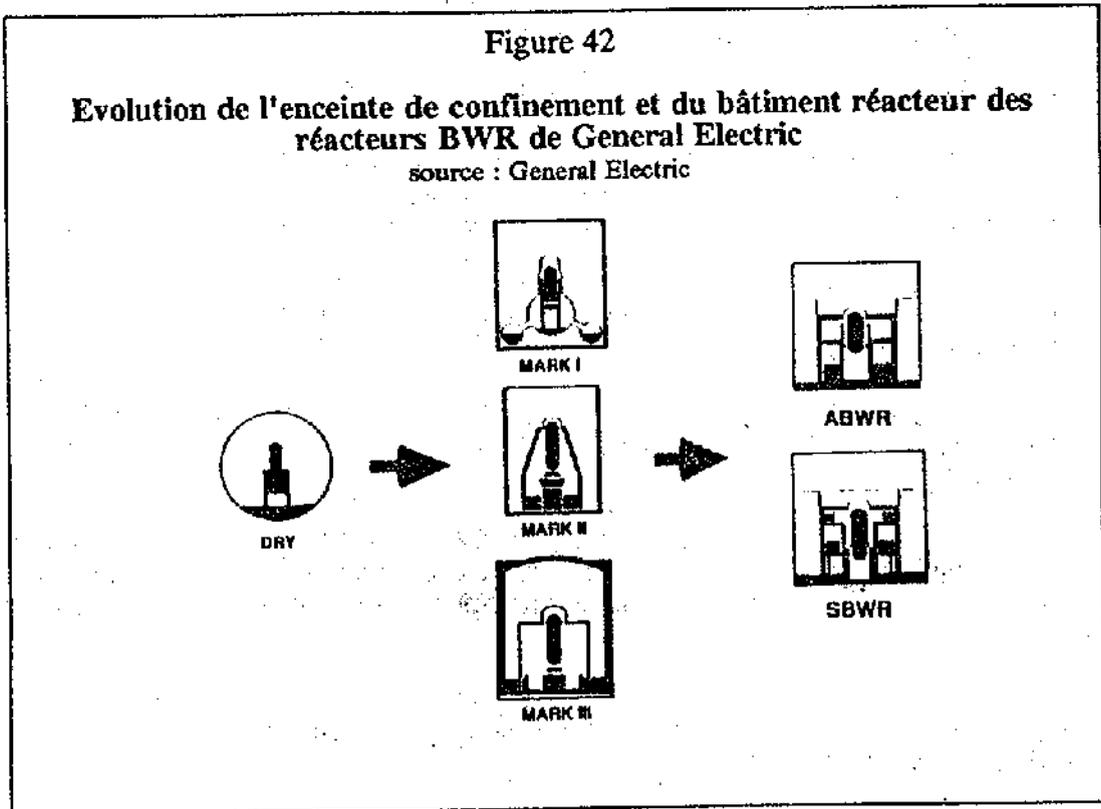
En tant que spécialiste de la filière eau bouillante, General Electric capitalise sur son expérience en développant le réacteur ABWR. Différents programmes de coopération sont en vigueur avec l'industrie japonaise, notamment Hitachi et Toshiba.

1.2.2 les grandes lignes du design de l'ABWR

L'évolution du design des réacteurs BWR-GE successifs est retracée sur la figure suivante.



L'évolution du design du bâtiment réacteur des BWR-GE successifs est retracée sur la figure suivante.



Le réacteur ABWR est un réacteur de 1300 MWe. Les principaux objectifs des concepteurs sont les suivants, par référence aux réacteurs BWR en service :

- grâce au nouveau processus de la NRC, la durée de construction est réduite à 42 mois soit 3 ans et demi (contre de 6,7 ans à 12 ans pour certaines réalisations précédentes)
- le nombre d'arrêts non planifiés doit passer de 2 pour les précédents BWR à 1
- le taux de disponibilité doit être de 86 % contre 75 en moyenne en 1988-1989 pour les réacteurs existants
- l'objectif en matière de probabilité de fusion de coeur est 10^{-6} par réacteur et par an, contre 10^{-4} - 10^{-5} pour les BWR actuels
- la dose collective annuelle doit passer de 450 homme-rem/an à moins de 100
- les déchets radioactifs doivent être compactés : les déchets technologiques devraient être divisés par 3 par rapport aux BWR en exploitation aux Etats-Unis
- le coût d'investissement en \$/kWe doit passer de 2000-4000 à 1280 et le coût de production en cent/kWh de 1,4-5,3 à 1,6.

1.2.3. les principales innovations en matière de sûreté

Pour parvenir à l'amélioration de la sûreté d'un ordre de grandeur, les concepteurs ont multiplié les innovations technologiques pour l'ABWR, sans pour autant en changer les principes de fonctionnement par rapport au BWR/6.

La première amélioration provient de l'utilisation de matériaux nouveaux, de spécifications nouvelles pour la fabrication des composants et de contraintes en fonctionnement nouvelles.

Une amélioration mise en avant par General Electric est celle du mécanisme de commande des barres de contrôle dont la précision et la vitesse sont accrues.

De la même façon, ainsi que cela a été vu plus haut, toutes les pompes de recirculation sont internes, ce qui permet d'éliminer les boucles externes et de réduire la consommation électrique correspondante pour une amélioration du débit.

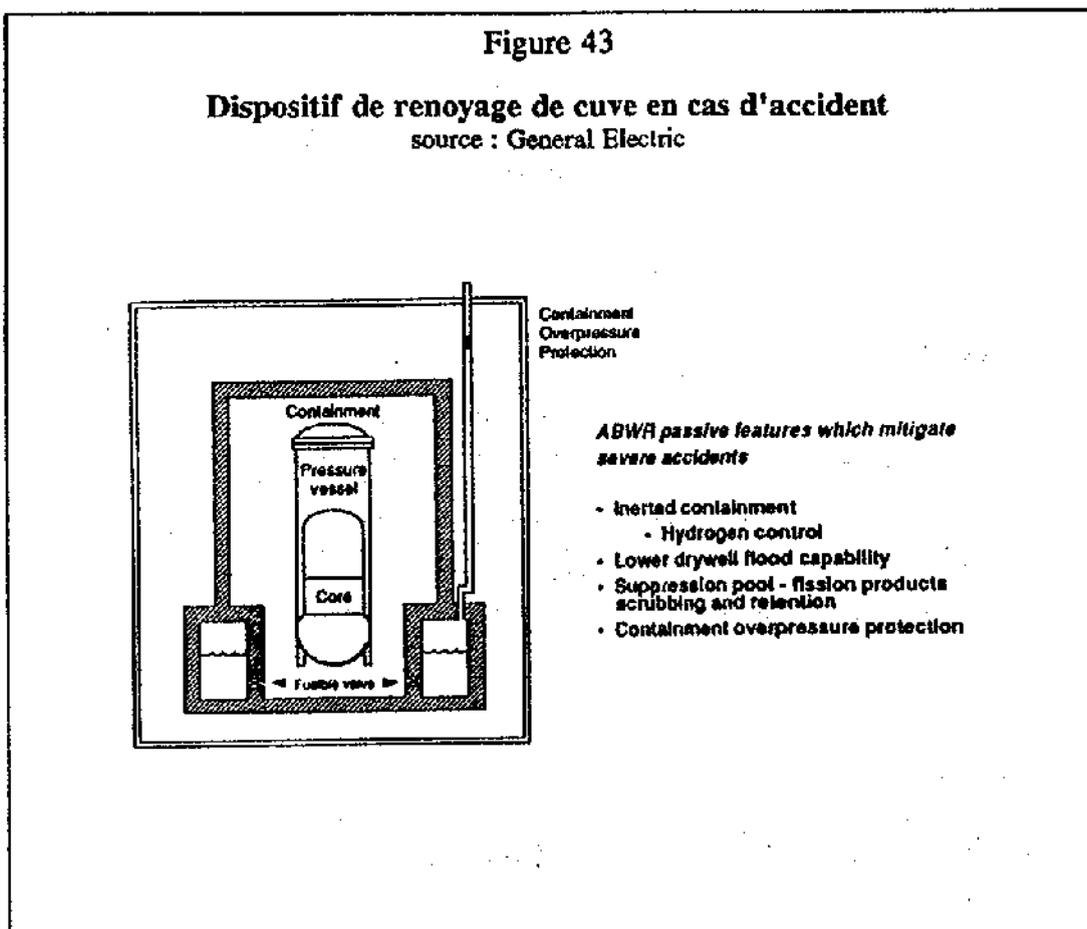
Les pompes de recirculation interne dont il est prévu de doter l'ABWR sont testées à la fois en Europe et au Japon, par Hitachi, Toshiba, et par différents instituts de recherche.

Les systèmes de refroidissement d'urgence et d'évacuation de la puissance résiduelle font également l'objet d'améliorations.

Le contrôle commande est spécifié de manière à conduire à différentes améliorations :

- logique à base de microprocesseurs
- dispositifs à tolérance de panne
- triple redondance
- multiplexage et utilisation de fibres optiques
- affichage par tube cathodique
- dimension plus ramassée du pupitre de contrôle

Un système semi-passif de limitation des conséquences d'une fusion de coeur est prévu, selon le schéma ci-après, avec la mise en oeuvre d'une réserve d'eau en bas de bâtiment réacteur.



Au total, selon les indications données à votre Rapporteur par les représentants de Toshiba [89], la probabilité de fusion de coeur pour l'ABWR serait ramenée à 10^{-7} par réacteur et par an. C'est principalement la suppression des boucles externes qui aurait permis d'obtenir ce résultat.

Le JAERI ne confirme ni n'infirme le résultat affiché par les constructeurs.

1.2.4. un développement coopératif

La question de l'ampleur de l'effort de General Electric dans la définition de l'ABWR est l'une de celles que votre Rapporteur a cherché à approfondir avec les représentants de General Electric.

C'est une équipe de 25 personnes issus de GE ou détachés par les constructions sous licence qui a défini pendant un an les principales caractéristiques de l'ABWR.

La tableau suivant présente les principaux éléments de la coopération technologique avec les firmes japonaises Hitachi et Toshiba qui semblent avoir joué un rôle important dans le processus.

| | <i>Phase</i> | <i>Approach</i> |
|---------|---|---|
| 1978-79 | Conceptual Design | <ul style="list-style-type: none">• GE led Advanced Engineering Team• Participation by Worldwide BWR Manufacturers and AEs |
| 1980-85 | Design Development & Confirmatory Testing | <ul style="list-style-type: none">• GE-Hitachi-Toshiba Joint Technical Effort• Supported by TEPCO and Consortium of Japanese Utilities |
| 1986-90 | Standardization Engineering | <ul style="list-style-type: none">• GE-Hitachi-Toshiba Joint Technical Effort• Supported by TEPCO |
| 1991-96 | Lead Project(s) in Japan | <ul style="list-style-type: none">• Joint Venture GE-Hitachi-Toshiba |

En réponse à une question posée par votre Rapporteur, GE a indiqué que GE avait la responsabilité du design et qu'Hitachi et Toshiba assureraient la construction du réacteur.

Une réponse différente a été faite par les représentants de Toshiba [op.cit.]. Selon ceux-ci, l'effort principal de recherche et développement aurait été accompli par les compagnies d'électricité japonaises, les instituts de recherche et développement publics ou semi-publics japonais et les constructeurs Toshiba et Hitachi.

Selon Toshiba, c'est 1,5 milliard de francs qui auraient été investis dans l'amélioration des composants du BWR. La somme annoncée doit vraisemblablement comprendre, selon votre Rapporteur, des recherches et des tests d'amélioration mais aussi de "nipponisation" de technologies américaines.

L'ampleur de l'effort doit toutefois être soulignée. De même que l'avantage commercial que constitue la démonstration dans les toutes prochaines années de la modernité du réacteur ABWR.

1.2.5. le premier réacteur à suivre le nouveau processus de certification de la NRC

Le nouveau processus de certification mis en place par la NRC (voir section I) repose sur les spécifications et étapes suivantes :

- certification de designs standards
- certification anticipée de sites
- délivrance simultanée de l'autorisation de construction et de la licence d'exploitation.

Le réacteur ABWR a été choisi par l'industrie américaine et par le DOE pour expérimenter le nouveau processus de certification.

L'EPRI (Electric Power Research Institute) a centralisé et homogénéisé les demandes des compagnies d'électricité. General Electric a dirigé le processus de définition des caractéristiques techniques de l'ABWR. Le Department of Energy (DOE) a quant à lui financé à 50 % les dépenses nécessitées par la certification.

L'objectif de General Electric est d'obtenir la certification du réacteur ABWR en 1992. Il s'agira du premier réacteur de la nouvelle génération à l'obtenir.

L'approbation du design définitif est attendue avant la fin 1991.

La NRC a récemment demandé des assurances concernant la suppression des défauts de mode commun présents éventuellement dans le système de contrôle-commande [90].

Si ces difficultés sont réglées rapidement, la certification devrait être obtenue à la mi-1992, grâce à quoi tout projet identique sera dispensé de procédure de certification.

1.2.6. une entrée en service prochaine au Japon

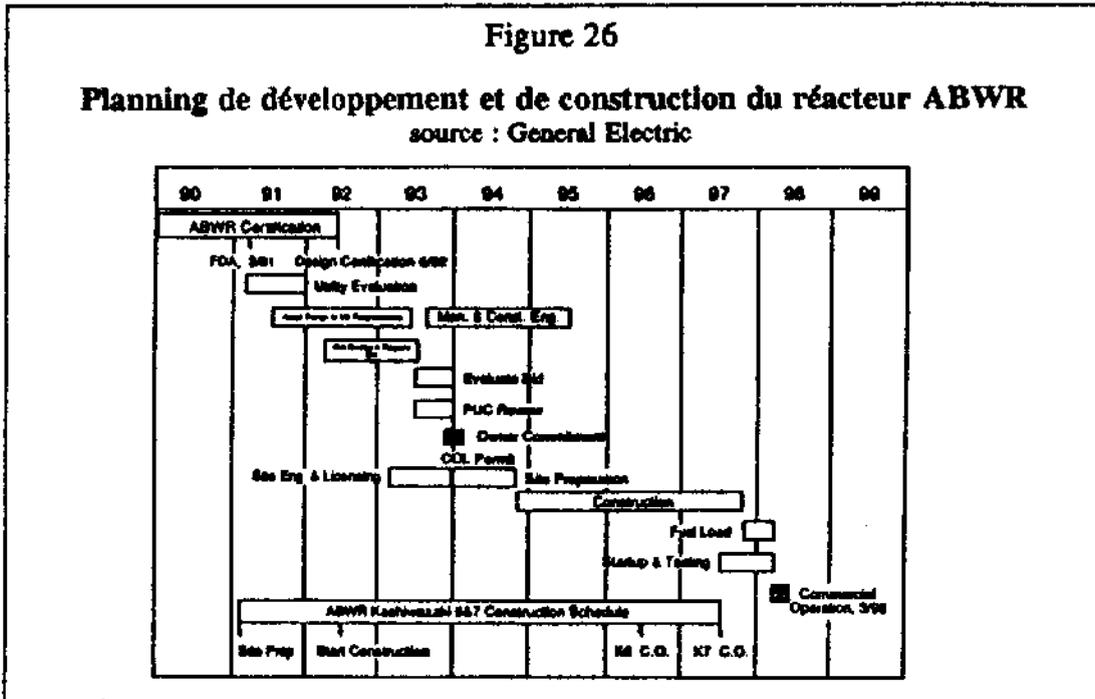
Parallèlement, le réacteur ABWR a commencé la procédure d'autorisation au Japon en 1988. Fin mai 1991, l'autorité de sûreté japonaise a autorisé la construction par KEPCO des réacteurs de Kashiwazaki-Kariwa 6 & 7 (K-6 et K-7), de type ABWR.

Ces deux réacteurs devraient entrer en fonctionnement en 1996 et en 1997.

Une filiale commune a été créée entre General Electric, Hitachi et Toshiba à cet effet.

Selon les indications données à votre Rapporteur, General Electric devrait fournir le réacteur proprement dit, le combustible et les turbo-alternateurs pour les deux réacteurs de TEPCO. Pour K-6, Toshiba coordonne l'ensemble de la construction et doit fournir l'îlot nucléaire et Hitachi la salle des machines. Pour K-7, les rôles de Toshiba et Hitachi sont inversés.

Pour Toshiba, le réacteur ABWR doit satisfaire les besoins du marché jusqu'à l'arrivée des réacteurs à neutrons rapides.



Le réacteur ABWR est selon ses concepteurs le premier des réacteurs de la nouvelle génération à entrer en service. On verra dans le chapitre III consacré à la France que, pour certains opérateurs français du nucléaire, le réacteur ABWR est en réalité au même niveau en termes de sûreté que le réacteur N4.

2. LES REACTEURS DE MOYENNE PUISSANCE

Nombreux sont les experts qui estiment qu'un redémarrage du nucléaire, s'il est nécessaire et possible, devrait se produire avec la construction de réacteurs d'une puissance de l'ordre de 600 MWe [91].

Leur argumentation prend appui d'une part sur les conditions limitatives d'utilisation des réacteurs de forte puissance et d'autre part sur les nouvelles perspectives d'utilisation que pourraient trouver les réacteurs de moyenne puissance d'une conception rénovée.

Des projets comme les réacteurs SBWR de General Electric et AP-600 de Westinghouse sont présentés comme de nouveaux types de réacteurs, radicalement différents des réacteurs en service actuellement.

Deux de leurs caractéristiques militent en faveur de cette présentation.

Leur puissance est inférieure à celle de la plupart des réacteurs en service.

Ils comportent des dispositifs de sûreté particuliers dits passifs, c'est-à-dire mettant en jeu, après déclenchement ou non par les opérateurs, des forces naturelles de gravitation ou de convection, sans intervention de sources d'énergie extérieure additionnelles.

Les réacteurs AP-600 et SBWR sont présentés dans la suite, avec les critiques que certains spécialistes, notamment français, leur font.

On présente d'autre part, sur la base d'informations bibliographiques, des éléments sur deux projets de réacteurs de moyenne puissance fortement innovants, les réacteurs PIUS et SIR d'Asea Brown Boveri (ABB).

2.1. des applications nouvelles pour les réacteurs nucléaires de moyenne puissance et de nouveaux marchés dans les nouveaux pays industriels les PVD ?

Le sujet des réacteurs de faible ou moyenne puissance est considéré avec de plus en plus de sérieux par de nombreux experts.

L'AEN-OCDE dans un rapport de novembre 1991 [92] indique que pour faire la part des différents avantages et inconvénients de ces concepts, il serait utile de procéder aussitôt que possible à une démonstration de ces réacteurs, peut-être dans le cadre d'un projet international, pour développer des concepts standardisés et réunir les ressources financières nécessaires.

2.1.1 les réacteurs de forte puissance réservés aux pays développés ?

La tendance à la construction de réacteurs de forte puissance correspond aux dernières générations de centrales entrées en fonctionnement.

Dans leur configuration technique actuelle, ces unités supposent réunies des conditions de fonctionnement qui ne se rencontrent pour l'instant que dans des pays industrialisés :

- un demande importante d'électricité
- un réseau de distribution de haut niveau
- une formation de qualité pour les exploitants.

Le choix de puissances élevées résulte de la recherche d'économies d'échelle d'une part et d'autre part de la volonté de maximiser les sites obtenus.

Néanmoins, les arguments en faveur des réacteurs de moyenne puissance sont à examiner avec attention.

2.1.2. de nouveaux débouchés pour les réacteurs de moyenne puissance ?

Les différents arguments en faveur des réacteurs de moyenne puissance reposent sur les bases suivantes :

- ces réacteurs seraient moins inquiétants pour le public et donc plus facilement acceptés

- leur puissance réduite permettrait de mettre en oeuvre des dispositifs de sûreté passifs ou semi-passifs dont l'efficacité serait insuffisante avec les réacteurs actuels

- leur dimension serait adaptée au volume de la demande en électricité et à la configuration des réseaux électriques de nombreux pays

- deux réacteurs de puissance inférieure au lieu d'une seule unité de forte puissance donneraient une souplesse de fonctionnement accrue à une centrale nucléaire

- du fait d'une taille inférieure, les réacteurs de moyenne puissance pourraient être rapprochés des agglomérations ou des sites industriels :

- de ce fait, la chaleur résiduelle basse-température produite et inutilisée dans la quasi-totalité des cas de centrales nucléaires pourrait être utilisée pour le chauffage des locaux ou pour différents process industriels

- le recours à plusieurs "petits" réacteurs garantirait une continuité de fonctionnement, dans le cas d'une *cogénération* d'électricité et de chaleur.

Il apparaît ainsi que les débouchés potentiels de réacteurs de moyenne puissance sont plus larges que ceux des unités de grande puissance.

Ces anticipations favorables seraient d'autant plus solides que des perfectionnements techniques seraient apportés aux filières actuelles en matière de sûreté.

Se pose bien évidemment la question de savoir si les réacteurs nucléaires peuvent être mis à disposition de nouveaux pays industriels ou de pays en voie de développement.

M. M. BOITEUX, ancien Président d'Electricité de France, déclarait en 1989, à la Conférence Mondiale de l'Energie de Montréal :

"le développement nucléaire n'est acceptable, pour des raisons de sécurité, que dans des pays d'ores et déjà dotés d'une forte infrastructure scientifique, administrative et technique, ce qui ne peut avant longtemps être le cas de tous les pays".

Dans le même ordre d'idées, M. Pierre TANGUY, inspecteur général pour la sûreté nucléaire à EDF, lors des journées de la SFEN des 28 et 29 mai 1991 consacrées aux réacteurs du futur, déclarait en substance : la réflexion sur les réacteurs du futur doit porter seulement sur les réacteurs destinés aux pays développés; il serait irresponsable d'orienter les réflexions vers la conception de réacteurs pour tous les pays et en particulier pour les pays en voie de développement.

On ne peut que constater un décalage entre ces approches et les souhaits sinon les programmes d'équipement en centrales nucléaires de certains pays en voie d'industrialisation.

2.2. le réacteur AP-600 de Westinghouse

Le réacteur AP-600 résulte d'un effort de conception et de marketing très important de la part de Westinghouse.

C'est principalement ce concept qui est à l'origine de la controverse sur les réacteurs intrinsèquement sûrs ("inherently safe") ou à sûreté passive renforcée.

L'effort de renouvellement des concepts de réacteurs à eau pressurisée fait par Westinghouse a débuté en 1984. Pour autant, il ne peut être considéré comme achevé.

Contestée sur le plan économique, la définition du concept tente de concilier une logique d'ingénierie et une logique de sûreté.

2.2.1. un processus d'élaboration long et inachevé

C'est en 1984 que le Department of Energy et l'US Air Force lancent une consultation pour la définition d'un réacteur modulaire et passif de 10 MWe. Westinghouse investit 1 million de dollars pour y répondre.

En 1985-1986 l'EPRI (Electric Power Research Institute) lance la phase I du programme sur les concepts nouveaux des réacteurs à eau légère d'une puissance inférieure ou égale à 600 MWe.

La phase II du programme de l'EPRI, subventionnée par le Department of Energy (DOE) correspond à un investissement de 120 millions de dollars de la part de Westinghouse. Ce programme de définition de concepts débouchera sur le réacteur AP-600 et le réacteur SBWR.

Pour mener à bien la définition du concept AP-600, Westinghouse s'entoure de la collaboration de plusieurs firmes qui détaillent des aspects particuliers du projet:

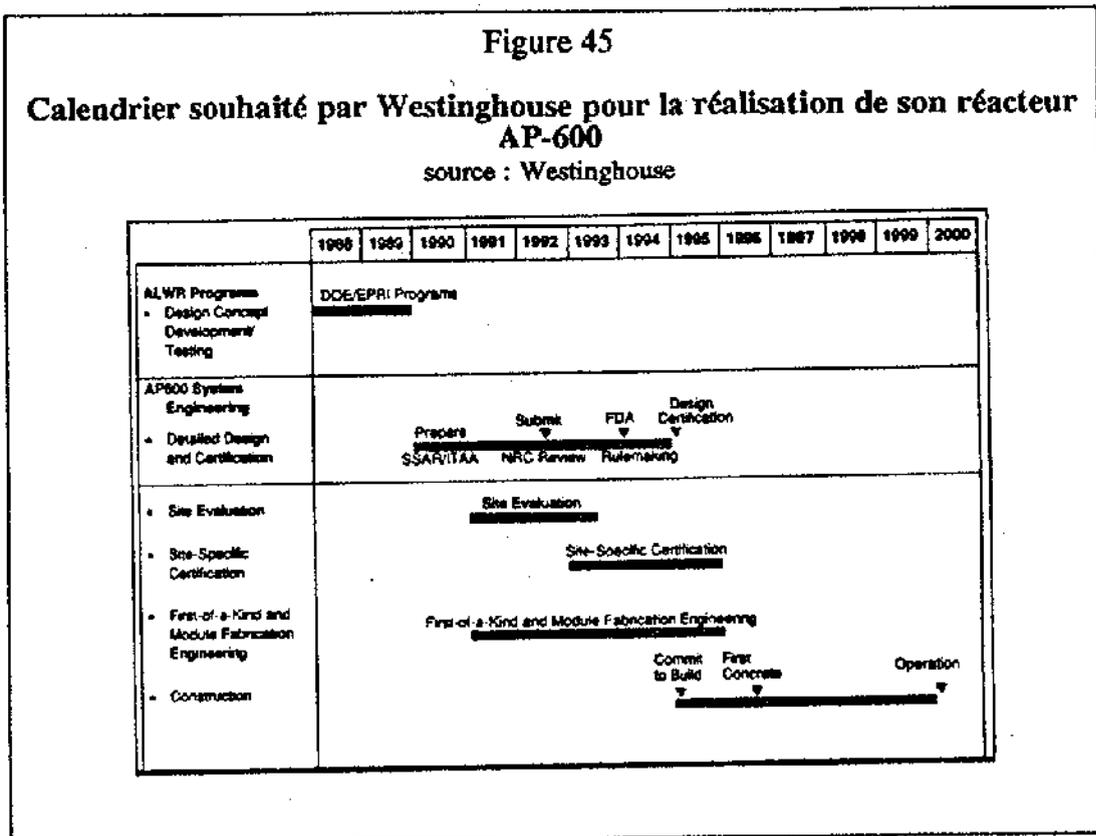
- Bechtel : architecture générale de la centrale
- Burns & Roe : systèmes électriques, systèmes de refroidissement, gestion des déchets solides

- Avondale : études de préfabrication et de préassemblage
- MK Ferguson : intégration et planification de la construction
- Chicago Bridge & Iron : design et fabrication de l'enceinte de confinement
- Southern Electric International (SEI) : conception de la salle des machines (turbo-alternateurs).

L'Italie est associée au programme, par l'intermédiaire d'ENEL, d'Ansaldo et de l'ENEA. Le Japon l'est également, par l'intermédiaire de Japan Atomic Power Company et de Mitsubishi Heavy Industries.

L'ingénierie détaillée de l'AP-600 a été réalisée à partir de 1989.

Le Safety Analysis Report doit être déposé en 1992. Westinghouse escompte obtenir le Final Design Approval au début 1994 et le Design Certification à la fin 1994. L'objectif est le démarrage de la construction de la première unité en 1996.



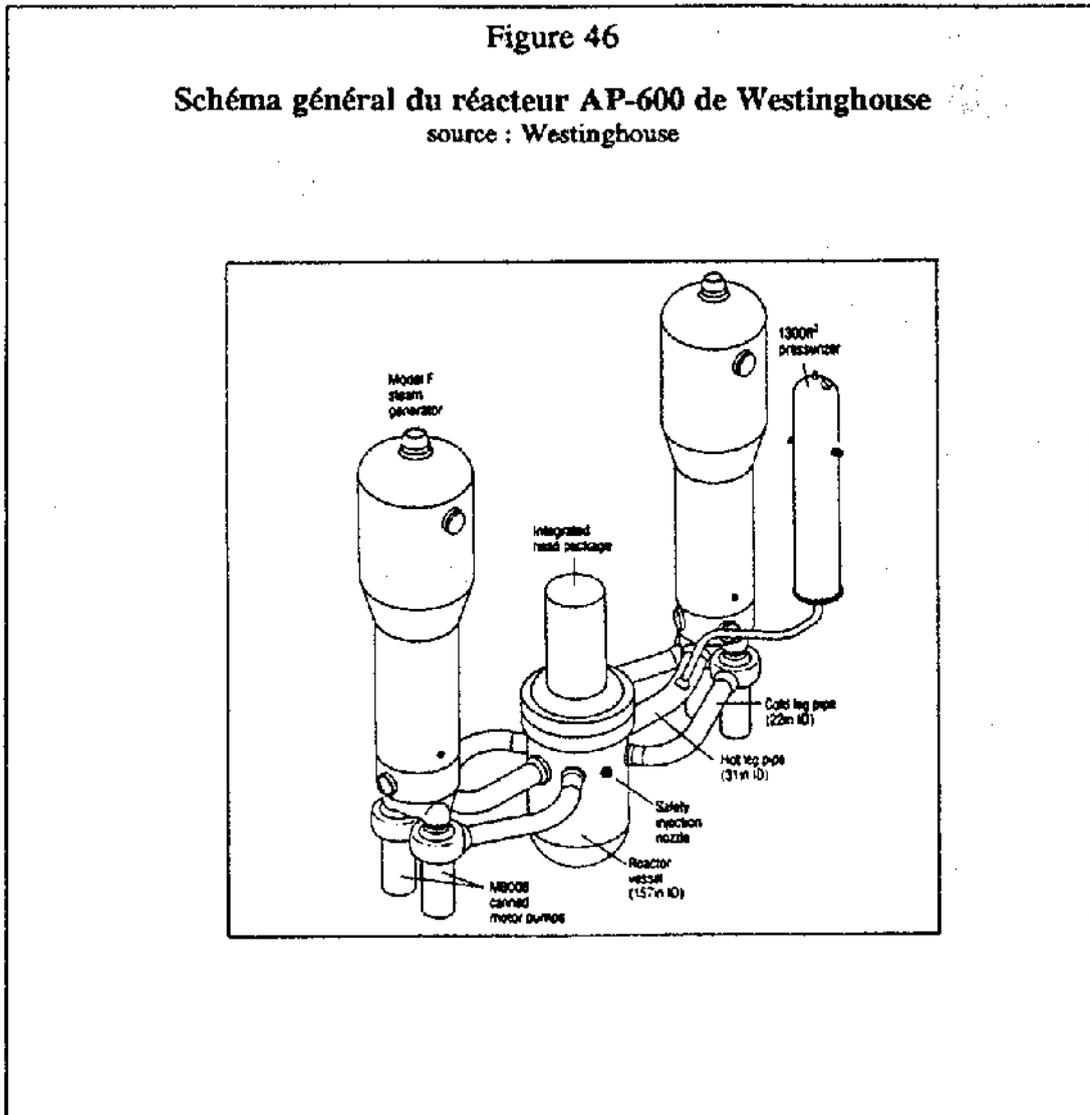
Par rapport à ces objectifs, un retard est d'ores et déjà intervenu (voir ci-après).

2.2.2. principales caractéristiques de l'AP-600

Les deux choix essentiels faits Westinghouse sont les suivants :

- priorité donnée à la sûreté : le réacteur doit être plus sûr d'un ordre de grandeur et à cet égard doit être perçu comme différent par nature des réacteurs actuellement en service
- simplification du design et préfabrication des composants afin de diminuer les coûts de construction et d'exploitation.

Le design général du réacteur AP-600 est présenté sur la figure ci-après.

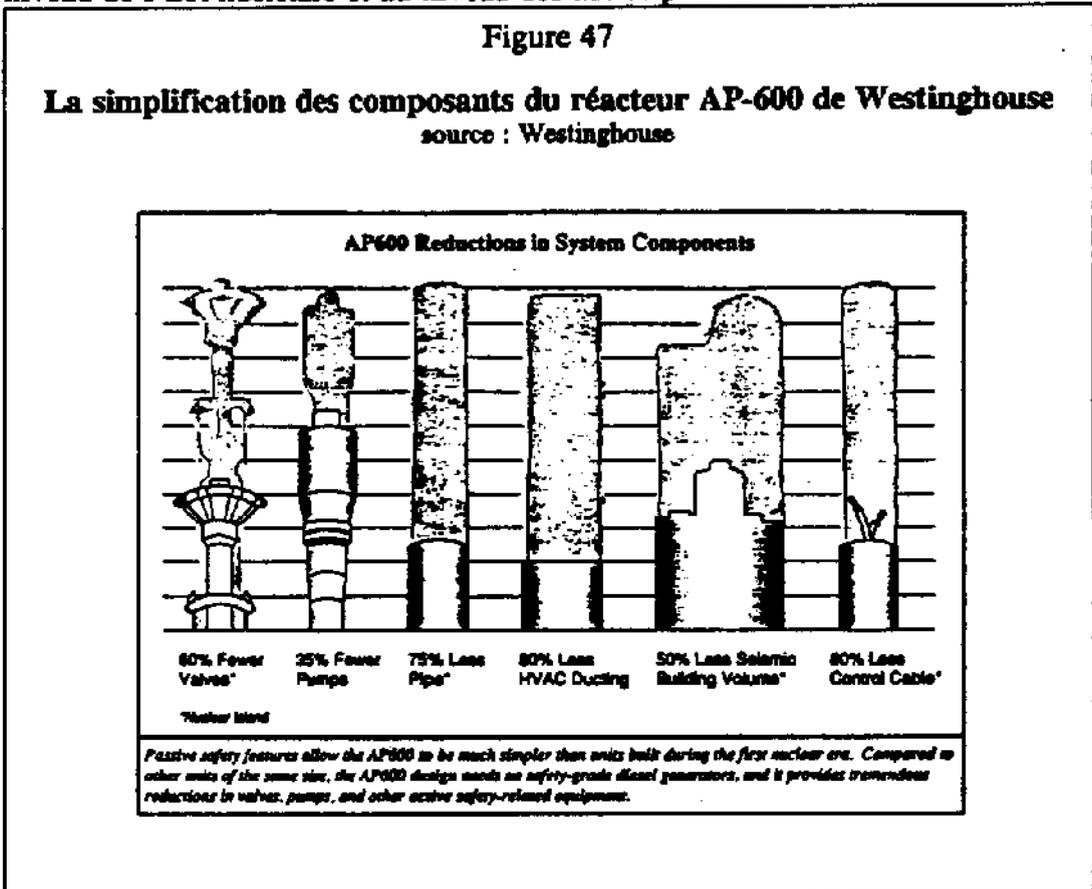


Le schéma des réacteurs à eau pressurisée traditionnels est largement simplifié.

Des trois boucles de refroidissement des PWR-REP 900 MWe et des quatre boucles des PWR-REP 1300 MWe, on descend à deux boucles. Le nombre de générateurs de vapeur est également porté à 2 unités. Le nombre de pressuriseur reste fixé à un.

Les concepteurs de l'AP-600 soulignent le caractère novateur des pompes dites "canned motor pumps" placées par deux sous le générateur de vapeur et assurant la fonction de pompes secondaires.

La figure ci-dessous dresse le bilan de la simplification obtenue au niveau de l'îlot nucléaire et au niveau des autres parties de l'installation.



En outre, les concepteurs insistent sur la réduction du délai d'implantation de l'AP-600, par rapport aux réacteurs existants, grâce à la rationalisation des structures et au recours systématique à la préfabrication.

Ainsi, une grande attention a été accordée selon Westinghouse aux éléments suivants :

- modularisation non seulement du réacteur mais aussi des constructions (caissons, bâtiment)
- fabrication centralisée, pré-tests des modules avant l'installation
- optimisation des opérations d'installation des différents modules
- réduction au minimum des matériaux livrés en vrac et organisation rationalisée du travail d'installation
- optimisation de l'organisation de l'espace dans l'installation.

Le constructeur estime que le volume des bâtiments classés en catégorie I vis-à-vis des risques sismiques, doit être réduit de 60 % pour l'AP-600, par rapport au réacteur PWR de dernière génération.

La construction de l'AP-600, grâce à l'ensemble des améliorations apportées, prendrait au plus 3 ans, de la coulée des premiers bétons jusqu'à la mise en service commercial du réacteur à 100 % de sa puissance.

2.2.3. les systèmes de sûreté

En premier lieu, certaines caractéristiques du réacteur apportent par elles-mêmes une amélioration de la sûreté.

En second lieu, un grand nombre de systèmes sont présentés par Westinghouse comme étant innovants dans le domaine de la sûreté, en ce qu'ils ne nécessitent pas la mise en oeuvre d'énergie extérieure.

Parmi les caractéristiques de conception du réacteur qui apportent incontestablement un surcroît de sûreté, on peut citer la faible densité de puissance adoptée pour le coeur d'une part et d'autre part, l'objectif posé qui est d'élargir le délai de grâce donné aux opérateurs en cas d'évolution incidentelle, pour analyser la situation et préparer une stratégie de réponse.

Les systèmes dits passifs, quant à eux, méritent une présentation détaillée dans la mesure où des fonctions fondamentales pour la sûreté leur sont dévolues: le circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV), l'injection de sécurité (RIS), l'évacuation de la chaleur résiduelle (RRA), le système d'aspersion de sécurité de l'enceinte (EAS) et le circuit de refroidissement de l'enceinte de confinement.

. le circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) et l'injection de sécurité :

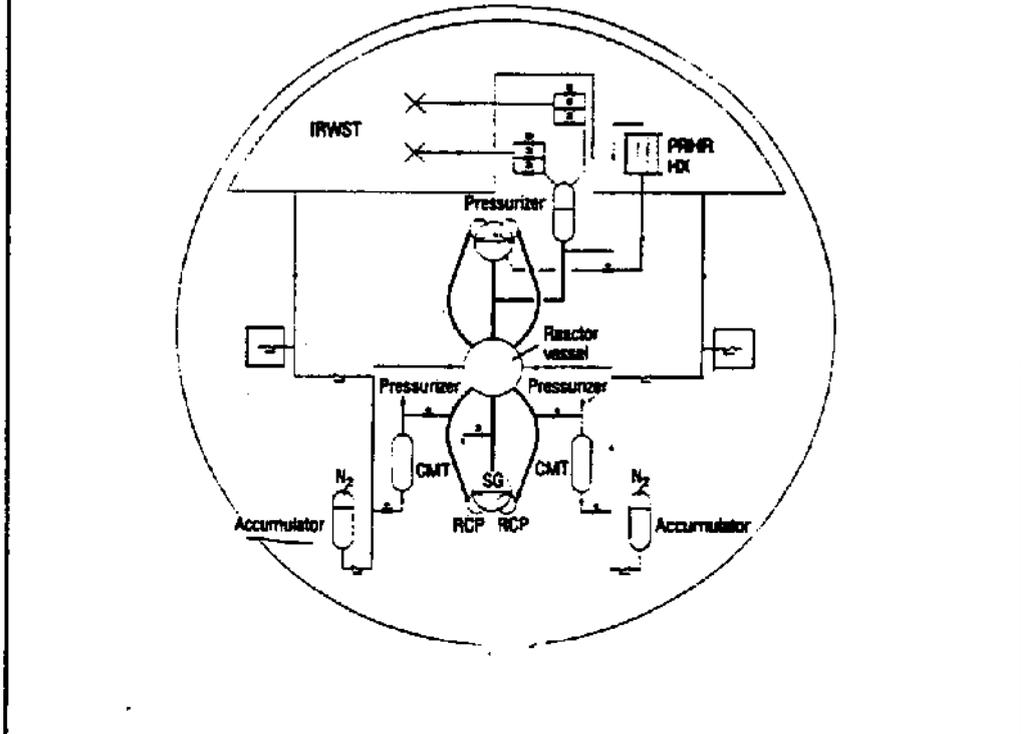
Le circuit RCV de l'AP-600 comporte un seul train, sur lequel toutefois les pompes sont doublées. Ce circuit assure le maintien de l'inventaire primaire en eau, le contrôle de la concentration en bore, le contrôle de la chimie du circuit primaire et le remplissage de la piscine de stockage du combustible.

Un système complet est défini pour prendre le relais du RCV en cas de petite fuite et pour assurer l'injection de sécurité en cas de grosse brèche dans le circuit primaire.

Figure 48

Schéma simplifié des circuits d'injection de sécurité du réacteur AP-600 de Westinghouse

source : Westinghouse



- Légende :-**
- IRSWT : in-containment refuelling water storage tank - piscine intern de stockage des éléments combustibles;
 - PRHR : primary residual heat removal heat exchanger - échangeur de chaleur pour l'évacuation de la chaleur résiduelle;
 - CMT : core makeup tanks - réservoir pour l'injection de sécurité;
 - RCP : reactor coolant pump - pompes primaires;
 - N₂ : azote sous pression

. cas des petites fuites :

Un système dit passif est prévu pour compenser les petites fuites survenant lors de transitoires ou pour se substituer au système RCV normal.

Deux réservoirs intitulés Core Makeup Tanks (CMT) remplis d'eau boriquée sont situés au dessus des boucles secondaires. Leurs caractéristiques sont calculées de manière à remplir les fonctions ci-dessus quelle que soit la pression du circuit primaire. Si le niveau de l'eau dans le pressuriseur est insuffisant, des vannes de décharge automatique des reservoirs CMT s'ouvrent. Il y a alors vidage automatique par gravitation du contenu des CMT.

. cas d'un LOCA (Loss Of Coolant Accident)

Si la fuite est importante et s'accompagne d'une perte importante du réfrigérant primaire, alors une réponse en deux temps est prévue.

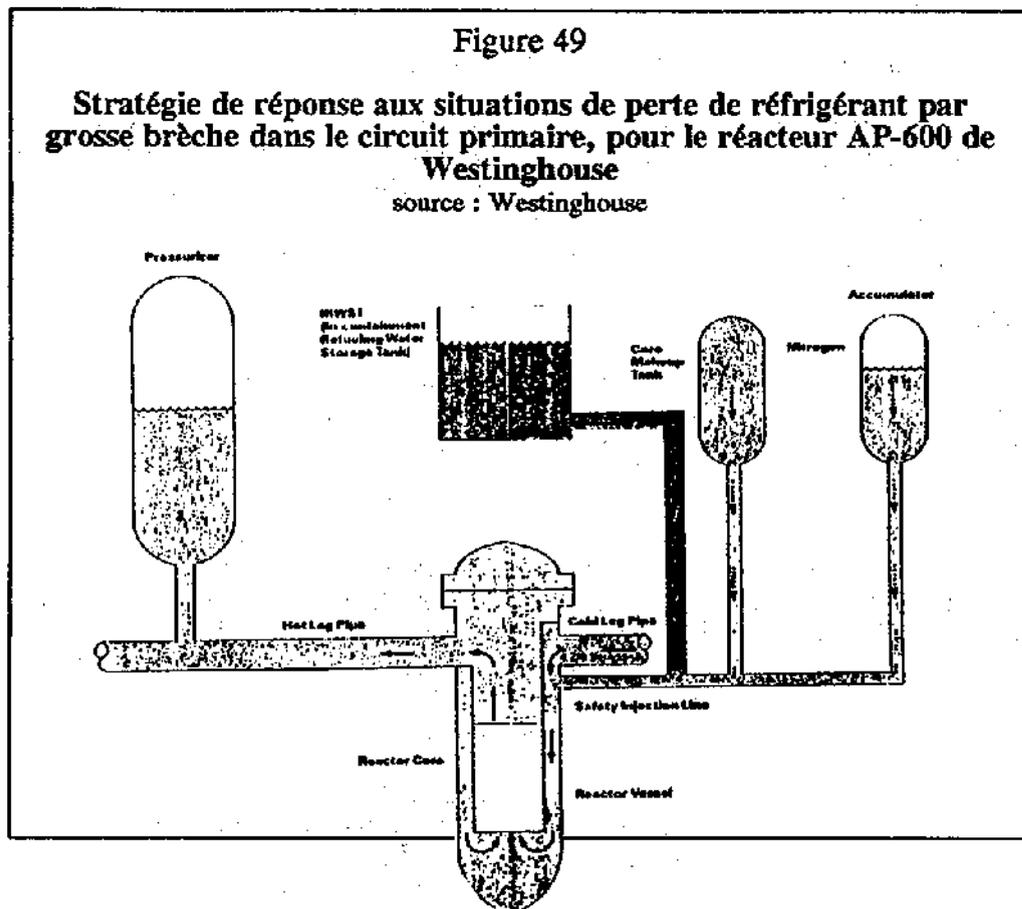
En premier lieu, l'injection de sécurité est réalisée par les deux réservoirs (Core Makeup Tanks) présents sur l'installation. Par ailleurs, une tuyauterie raccorde la branche froide du circuit secondaire au sommet de chacun des deux CMT, ce qui assure une éjection rapide de l'eau boriquée contenue.

Deux accumulateurs sont également mis en jeu. Ces deux accumulateurs sont situés chacun sous les Core Makeup Tanks (CMT).

Ce sont des réservoirs d'eau boriquée en pression d'azote. Ils délivrent donc leur contenu en eau boriquée très rapidement, soit environ 46 m³ chacun.

Un dispositif additionnel est enfin prévu pour assurer une injection de volume plus important. Il s'agit d'un dispositif permettant la mise en oeuvre par gravité de l'eau contenue par la piscine de stockage des éléments combustibles (IRWST - incontainment refuelling water storage tank) dont le niveau moyen se trouve au dessus de celui de la cuve du réacteur.

La stratégie de réponse est résumée sur la figure ci-dessous.



Mais pour ce faire, puisque l'on opère par gravité, il est nécessaire de dépressuriser le circuit primaire suffisamment pour que par gravité l'eau de l'IRWST puisse descendre dans le circuit primaire et vaincre la pression qui s'y trouve.

. les critiques contre les systèmes passifs prévus en cas de LOCA :

Les critiques contre le système décrit sont de deux types : une critique contre l'architecture des lignes Core Makeup Tank-Accumulator et une critique contre le principe de dépressurisation du primaire avant descente de l'eau de la piscine.

Certains bons observateurs font valoir que le circuit primaire est potentiellement affaibli par la présence des additifs que constituent les deux lignes CMT-Accumulator.

La deuxième critique consiste à relever que la nécessité de dépressuriser le circuit primaire pour l'alimenter en eau est contraire à tout principe de sûreté. En effet, ceci consiste à aggraver potentiellement la situation dans l'espoir de la rétablir ensuite.

On peut ensuite relever que des décisions sont nécessaires pour la mise en oeuvre des différents systèmes prévus et que des vannes doivent être actionnées à cet effet. Le système passif n'est mis en oeuvre que sur intervention humaine

. l'évacuation de la chaleur résiduelle (RRA) :

Ce système est par définition chargé de refroidir le réacteur lorsque le circuit secondaire ne peut être utilisé. Il est également utilisé pour évacuer la chaleur résiduelle dégagée par le coeur après l'arrêt de la réaction en chaîne.

Le système passif prévu consiste en la présence d'un échangeur de chaleur connecté au circuit primaire et plongeant dans la piscine de stockage interne à l'enceinte de confinement.

Cet échangeur de chaleur est situé au dessus des boucles du circuit primaire. Il est automatiquement mis en service lorsque le niveau d'eau dans le générateur de vapeur côté secondaire est insuffisant.

. le circuit d'aspersion de sécurité de l'enceinte (EAS) :

Un autre système de sûreté met en oeuvre des dispositifs dits passifs. Il s'agit de l'aspersion de l'intérieur de l'enceinte de confinement. Ce système a pour but de maintenir la température et la pression dans l'enceinte en deçà des limites de sécurité en cas d'indisponibilité des circuits primaires et secondaires et de réduire la concentration d'iode et de césium dans l'enceinte en cas de fusion de coeur. Le système pulvérise de l'eau boriquée.

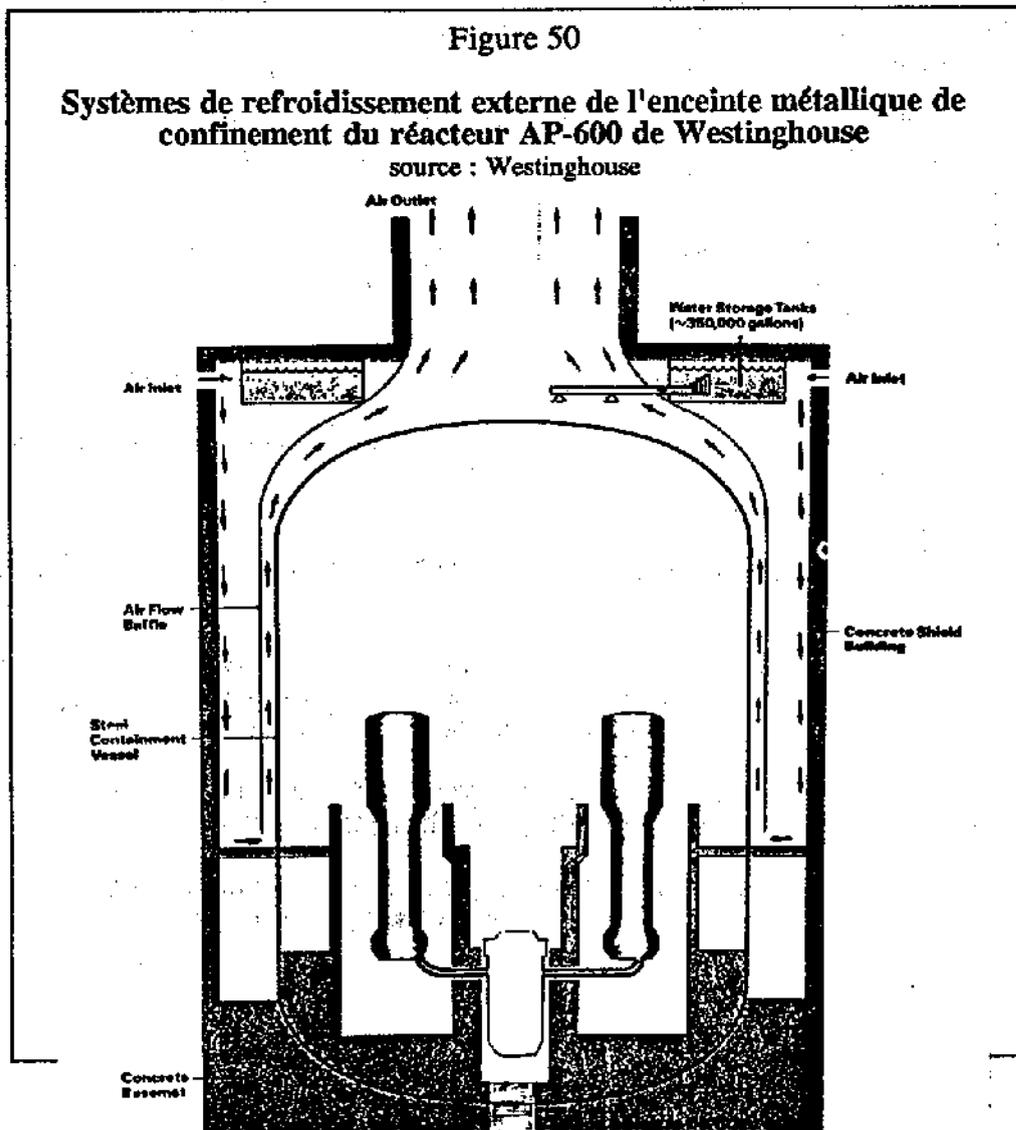
Le système prévu par les concepteurs de l'AP-600 consiste en deux réservoirs contenant de l'eau boriquée et plusieurs réservoirs d'azote sous pression, cet ensemble de réservoirs étant placés en dehors de l'enceinte. Les réservoirs d'azote sont reliés aux réservoirs d'eau par des soupapes. Une fois

ouvertes, l'azote sous pression chasse l'eau des réservoirs vers les dispositifs d'aspersion placés dans l'enceinte. La pression de l'azote est calculée de manière que le flux d'eau puisse vaincre la pression de dimensionnement de l'enceinte métallique. Le système de dispersion est déclenché lorsque l'atmosphère de l'enceinte atteint un certain niveau de radioactivité.

Le système d'aspersion de l'intérieur de l'enceinte met donc en jeu la détente d'un gaz précédemment comprimé. Deux questions se posent à ce niveau : le contrôle permanent de la pression des réservoirs de gaz comprimé et le niveau de celle-ci qui ne peut en aucun cas être inférieure au niveau de pression atteint dans l'enceinte, sauf à se priver d'une fonction de sûreté essentielle.

. le système de refroidissement de l'enceinte :

Le réacteur AP-600 comprend un autre système présenté comme essentiel par les concepteurs. Il s'agit du refroidissement de l'enceinte de confinement métallique par aspersion d'eau et convection de l'air environnant. Le principe de ce système passif est représenté figure suivante.



Ainsi que le montre la figure précédente, l'enceinte de confinement est d'une nature spéciale avec l'AP-600. Plutôt que choisir une enceinte en béton armé comme pour les REP actuels, Westinghouse a choisi de construire une enceinte métallique de confinement entourée - avec un espace interstitiel - d'un bâtiment protecteur en béton armé.

Des ventilateurs puissants sont prévus pour évacuer la chaleur pouvant s'accumuler dans l'enceinte métallique en cas d'incident ou d'accident.

Un système dit passif est prévu pour suppléer le système de premier niveau.

L'architecture spécifique de l'enceinte et du bâtiment d'une part et un dispositif d'aspersion d'eau sur la partie supérieure de l'enceinte d'autre part constituent le système ultime pour éviter toute montée en pression de l'enceinte métallique.

Un mouvement naturel résultant de la convection se produit dans cet espace interstitiel. L'air réchauffé par l'enceinte s'échappe par la cheminée du bâtiment. Une dépression se crée, ce qui fait entrer de l'air froid par les ventaux situés dans le haut du bâtiment.

Afin de renforcer ce phénomène, il est également prévu une aspersion de l'extérieur de l'enceinte métallique. Les réservoirs correspondant ont une capacité d'environ 1 400 m³.

Le système global intitulé PCCS (passive containment cooling system) fait l'objet de plusieurs types de critiques de la part de spécialistes rencontrés par votre Rapporteur :

- le premier type de critiques porte sur l'efficacité des systèmes prévus :
 - . le fort volume de l'enceinte métallique laisse des doutes sur un système de refroidissement portant sur uniquement l'extérieur de l'enceinte
 - . il reste à prouver que le débit d'air formé par convection est suffisant
 - . l'aspersion d'eau peut favoriser le phénomène de convection mais la question du volume d'eau stockée (dans la partie supérieure du bâtiment de protection) se pose
- le deuxième type de critiques porte sur le principe même de l'architecture duale enceinte métallique - bâtiment de protection :
 - . la question se pose de savoir s'il est possible d'obtenir une résistance à la pression suffisante avec ce type de construction de grande ampleur;

- par ailleurs, en cas de rupture de l'enveloppe métallique, la convection favorisée par les ouvertures et la cheminée peut renforcer la dispersion des gaz et aérosols radioactifs

- le troisième type de critiques porte sur le double rôle assigné à l'enveloppe de confinement, à savoir le confinement mais également le refroidissement du contenu de l'enveloppe. En effet, deux impératifs sont à concilier alors qu'ils peuvent être contradictoires :

- la résistance du métal à la pression d'une part, et, d'autre part
- ses capacités d'échange thermique.

Le système PCCS est sans doute l'un des systèmes dits passifs proposés par Westinghouse dont la justification auprès des spécialistes est la plus difficile.

2.2.4. les projets japonais d'adaptation du réacteur AP-600

En septembre 1989, était remis le rapport d'un groupe d'étude formé par des représentants de Westinghouse, de Mitsubishi Heavy Industries et de JAPCO, concernant la définition d'un réacteur de 900 MWe, reprenant les concepts du réacteur AP-600.

Cette étude d'un coût de 6 millions de F [93] visait à prendre en compte les besoins des compagnies d'électricité japonaises utilisatrices de PWR : Kansai, Kyushu, Shikoku et Hokkaido Electric Power Companies. Celles-ci ont en effet un nombre de sites restreints et souhaitent les équiper avec des réacteurs aussi puissants que possibles. On dénomme dans la suite AP-900 le projet de réacteur AP-600 étendu.

Le projet de réacteur AP-900 comporte trois boucles au lieu d'une. L'adoption des systèmes dits passifs conduit toutefois à une réduction notable des quantités de matière nécessaire et du coût du réacteur.

D'après le rapport, les systèmes de sûreté de l'AP-600 peuvent être utilisés pour la puissance de 900 MWe moyennant quelques changements de disposition et des augmentations de taille raisonnables.

Une deuxième phase doit permettre de préciser s'il est possible d'augmenter la puissance jusqu'à 1200 MWe sur les bases du même concept.

2.3. le réacteur SBWR de General Electric

Le projet de réacteur SBWR (Small Boiling Water Reactor) de General Electric est dérivé du réacteur ABWR étudié plus haut. Mais le réacteur SBWR devrait être non seulement moins puissant mais plus simple à construire et à exploiter

2.3.1. les grandes lignes du design du réacteur SBWR

La puissance électrique du réacteur SBWR est fixée à hauteur de 600 MWe contre 1300 MWe pour l'ABWR. Ses autres caractéristiques de taux de disponibilité, de nombre d'arrêts d'urgence non programmés, de probabilité de fusion de coeur, sont identiques.

Un objectif essentiel parallèle à celui de la réduction de la puissance est celui de la simplification des procédures d'exploitation et des systèmes de sûreté - dont l'efficacité globale est toutefois garantie - .

Sa taille réduite par rapport au réacteur ABWR le rend moins compétitif que ce dernier : le coût d'investissement en \$/kWe est de 1610 contre 1280 et le coût de production du kilowattheure anticipé est de 2 cts contre 1,6 pour l'ABWR.

Toutefois, selon les informations données à votre Rapporteur [D.R. WILKINS, GE, op.cit.], l'électricité produite par le SBWR resterait compétitive par rapport à l'électricité produite par une centrale thermique fonctionnant au charbon.

Une des directions prises pour compenser en partie les déséconomies d'échelle est la réduction de la durée de construction.

En tout état de cause, - ceci constitue une contrainte essentielle pour le développement du réacteur SBWR - General Electric veut à tout prix éviter la construction d'un réacteur de démonstration. En conséquence, la marge d'innovation est étroite.

2.3.2. une coopération axée sur le Japon

Les organismes parties prenantes dans le développement du réacteur SBWR, sont aux Etats-Unis le DOE, l'EPRI, les firmes Bechtel, Burns & Roe, FosterWheeler, et certaines compagnies d'électricité.

En Europe, les partenaires de General Electric sont des firmes italiennes (Ansaldo, ENEL, etc.) et néerlandaises.

Les principaux partenaires de GE sont en définitive Hitachi et Toshiba. De surcroît, JAPCO et le CRIEPI ont participé à l'ingénierie du réacteur. L'ancrage japonais de General Electric devrait encore augmenter avec le développement du réacteur SBWR.

2.3.3. les principales innovations en matière de sûreté

Selon les informations communiquées à votre Rapporteur, General Electric s'efforce de substituer aux dispositifs de sûreté dits actifs, des dispositifs dits passifs et de simplifier l'ensemble des mécanismes assurant des fonctions de sûreté.

Les nouveaux concepts sont nombreux.

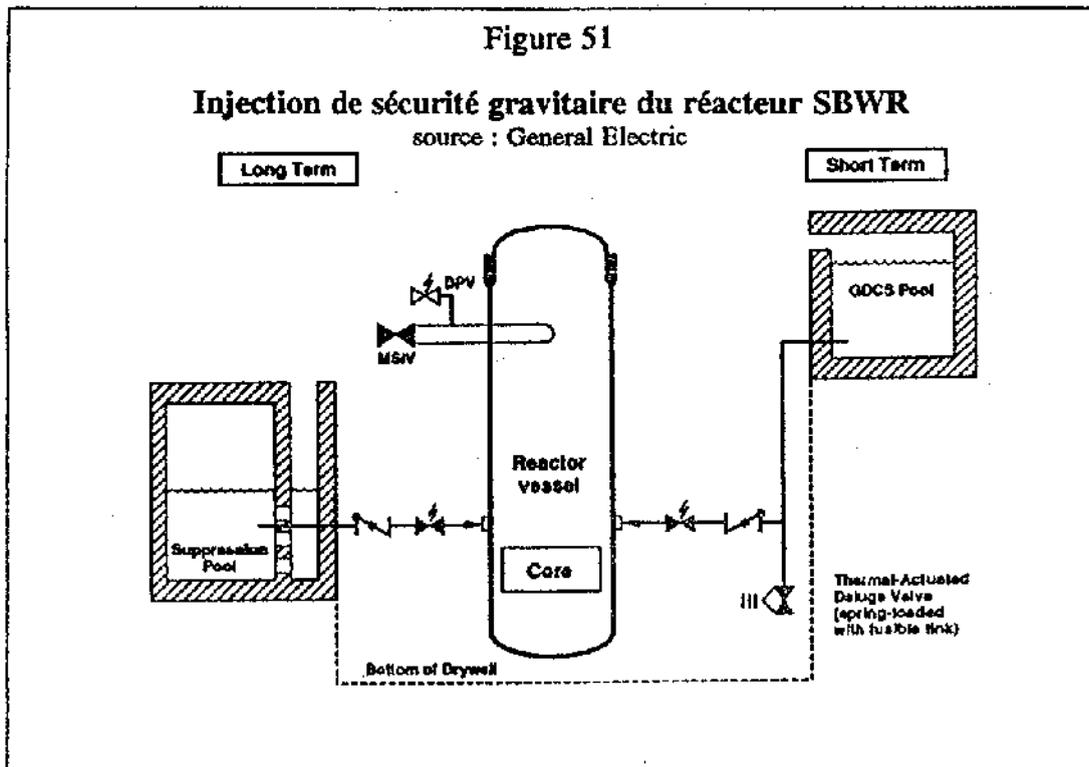
. le recours systématique à la circulation naturelle :

La circulation des fluides est assurée par la gravité ou les forces de convection, ce qui permet d'éliminer les systèmes de recirculation forcée. Ainsi les pompes de recirculation interne présentes dans le réacteur ABWR sont éliminées.

Ce concept a été testé avec des réacteurs BWR en service fonctionnant à 50 % de leur puissance nominale.

. le système d'injection de sécurité

L'injection de sécurité prévue pour le réacteur SBWR repose également sur la mise en œuvre des forces gravitaires, qui agissent sur l'eau stockée dans des piscines situées autour du réacteur, selon le schéma ci-après.



Trois boucles sont prévues pour assurer cette fonction particulièrement importantes pour la sûreté.

Il est prévu l'utilisation d'une vanne de dépressurisation du circuit primaire commandée à distance et consistant en un diaphragme rompu par une petite charge explosive.

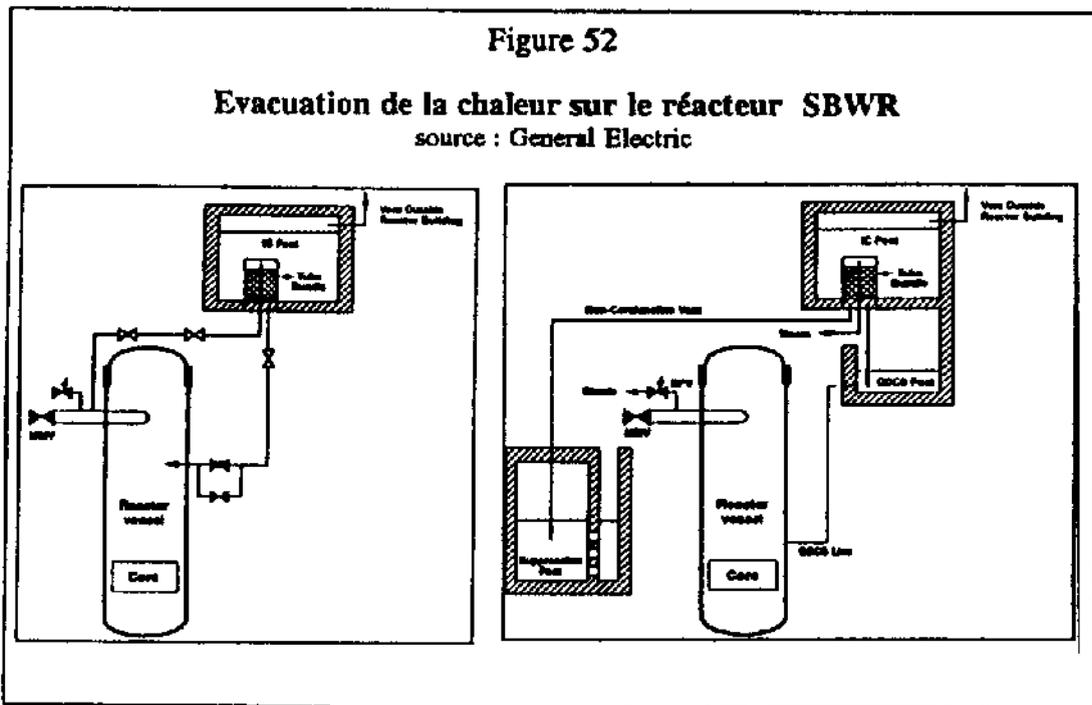
Ainsi que le font remarquer MM. BERBEY et VIDARD [94], le système suppose au préalable une dépressurisation du circuit primaire. Ceci n'est pas sans faire naître des questions sur la logique d'ensemble du système.

En effet, comme le rappellent ces auteurs, "la fonction de l'injection de sûreté est d'assurer le maintien de l'inventaire (stock) en eau du coeur, lors d'accidents avec perte de réfrigérant, en cas d'indisponibilité des systèmes non classés".

Il semble donc qu'il faille, avec le système envisagé, dans un premier temps aggraver la situation, avant d'y remédier.

. la condensation en piscine comme système d'évacuation de la chaleur résiduelle :

Les schémas ci-après présentent les différents systèmes prévus pour l'évacuation de la chaleur résiduelle du réacteur et de l'enceinte.



Ce système est doublé d'un système de refroidissement de l'enceinte.

Dans les deux cas, la vapeur condensée est réintroduite par voie gravitaire.

Le dimensionnement de ces dispositifs est tel que la piscine peut stocker la chaleur pendant trois jours avant que des relâchements de vapeur se produisent vers l'extérieur.

2.3.4. perspectives d'entrée en service

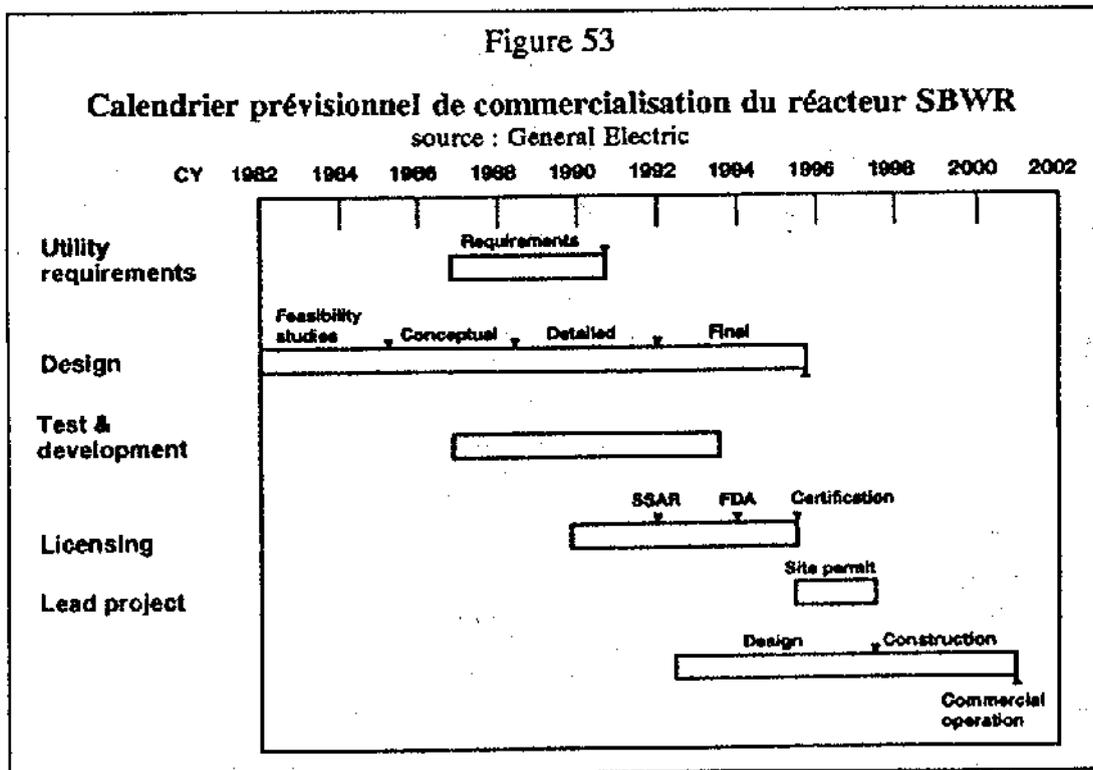
Selon les informations données à votre Rapporteur, la définition du concept est aujourd'hui achevée. Sont en cours les tests de développement.

Le réacteur SBWR a été sélectionné par le Department of Energy (DOE) et par l'EPRI (Electric Power Research Institute) pour entamer le processus de certification. Le calendrier que s'est fixé General Electric est le suivant :

- . présentation du rapport de sûreté des éléments standards (Standard Safety Analysis Report - SSAR) : 1991
- . approbation finale du design : 1994
- . certification : 1995.

Dans le meilleur des cas, la certification du réacteur SBWR interviendrait 3 ans après celle de l'ABWR.

Le diagramme suivant indique quelles sont les principales étapes à franchir et le calendrier qui s'y attache.



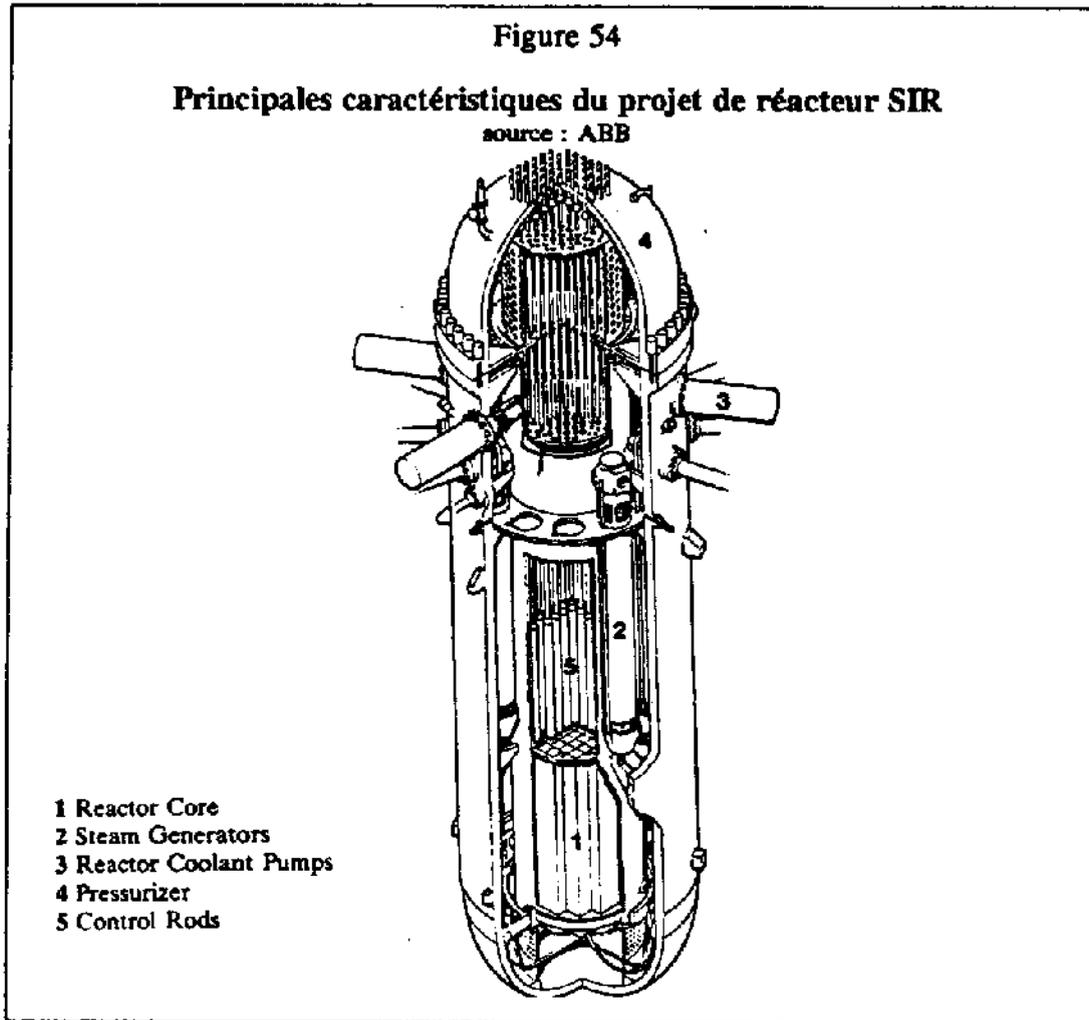
2.4. le projet de réacteur SIR

Le projet de réacteur SIR (Safe Integral Reactor) est un réacteur à eau légère pressurisée présentant l'originalité principale d'être intégré.

Ce projet est proposé par un consortium animé par la société Asea Brown Boveri (ABB) et comprenant également Rolls-Royce & Associates Ltd, Stone & Webster Engineering Corp. et AEA Technology.

2.4.1. principales caractéristiques du réacteur SIR

La figure ci-après présente une vue de la cuve du réacteur SIR, réacteur à eau légère pressurisée d'une puissance de 320 MWe pouvant être portée à 400 MWe.



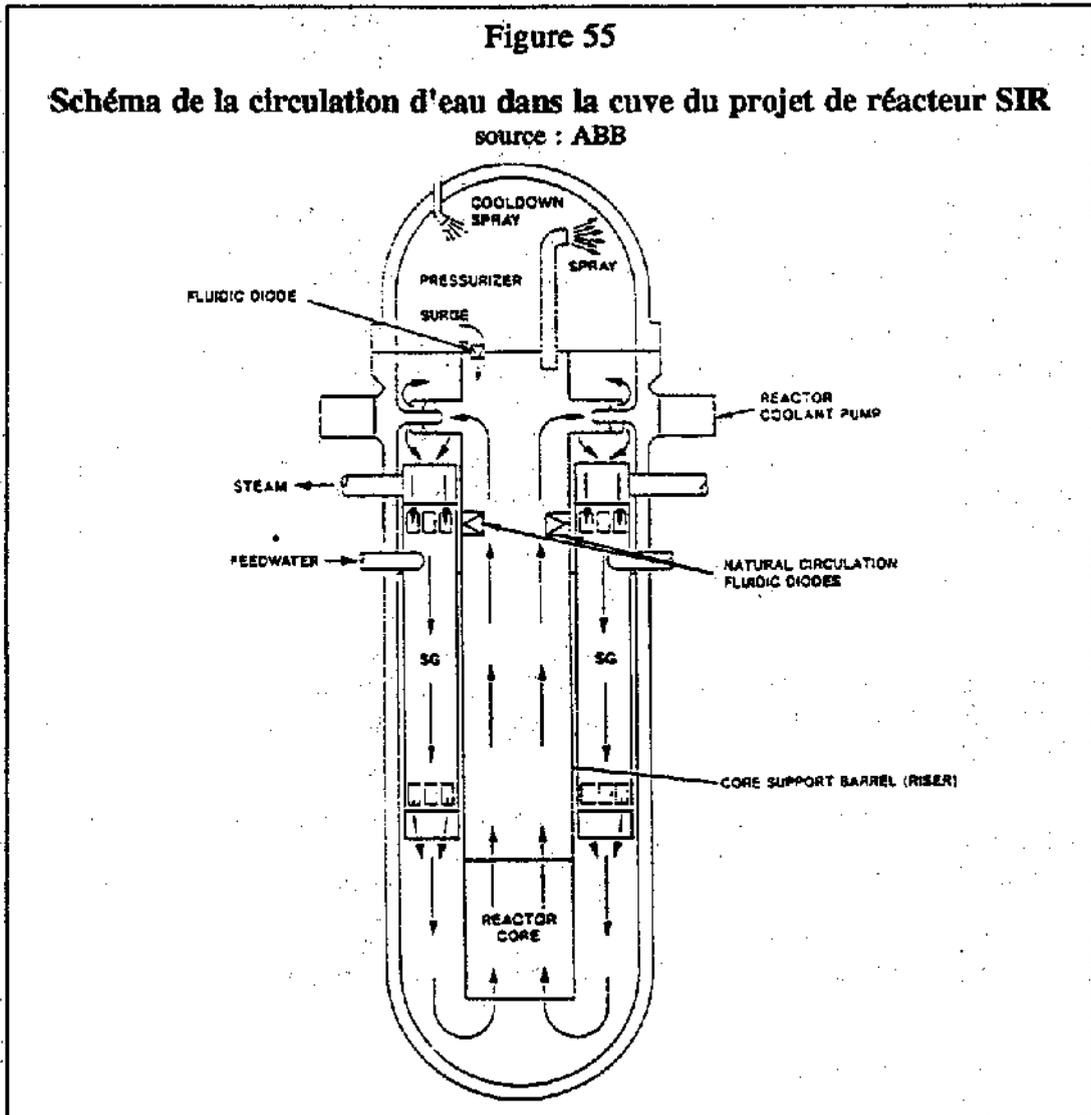
La cuve a une hauteur de 24 mètres. Le volume total du circuit primaire est de 450 m³.

La totalité du circuit primaire, dont le pressuriseur et les générateurs de vapeur sont présents dans la cuve du réacteur. Seuls pénètrent dans celle-ci, les barres de commande, les tuyauteries de la partie secondaire du générateur de vapeur et les axes de pompes primaires.

Les pompes primaires au nombre de 6 sont également présentes dans la cuve. Les générateurs de vapeur sont au nombre de 12 et sont à tubes droits.

Le coefficient de température est largement négatif. Le bore n'est pas utilisé sauf en cas de perte des barres de commande.

La figure suivante présente le schéma de la circulation d'eau dans le réacteur. L'eau-vapeur chauffée par le coeur monte par une cheminée vers le haut du réacteur. Les pompes à rotor noyé aident à son passage dans les générateurs de vapeur. A la sortie de ceux-ci, l'eau réintègre le coeur et repart vers le même cheminement.



2.4.2. Les choix de sûreté de SIR

L'intégration du réacteur et en particulier du circuit primaire supprime la nécessité de prendre en compte les accidents du type de la perte de réfrigérant primaire par grosse brèche.

Les concepteurs indiquent que toutes les entrées de cuve se trouvent à 8 mètres au dessus du niveau du coeur. En conséquence, une fuite à ce niveau se traduirait uniquement par une fuite de vapeur. Le coeur resterait couvert

pendant au moins 3 heures. Par ailleurs, un système passif d'injection de sécurité permet d'étendre le délai de non-intervention à 72 heures.

Le confinement repose sur l'intégrité de la cuve. Un compartiment prévu dans le bâtiment réacteur pour contenir la cuve semble toutefois pouvoir constituer une autre barrière de confinement.

En effet quatre réservoirs d'un volume important situés en dehors du bâtiment réacteur permettent d'absorber les surpressions du compartiment réacteur.

Un récupérateur de corium est prévu.

Les systèmes d'évacuation de la chaleur résiduelle sont multiples : alimentation de secours du circuit secondaire, recirculation des générateurs de vapeur, dépressurisation de sécurité, injection de sécurité.

L'avantage principal du projet de réacteur SIR est au total sa protection intrinsèque théorique contre les pertes de réfrigérant primaire par grosse brèche.

Cet avantage semble altéré par des simplifications sur d'autres points pourtant importants pour la sûreté, dont le plus important est le confinement. La multiplicité des rôles assignés à la cuve semble contestable du point de vue de la sûreté.

2.4.3. les limites inhérentes du concept

La technologie de fabrication de la cuve dans laquelle se placent le cœur, ses structures, les pompes primaires et les échangeurs de chaleur, est un facteur décisif de limitation de la puissance du réacteur et de son rendement thermodynamique.

Par ailleurs, l'intégration peut compliquer à l'extrême des opérations de maintenance simples ou complexes, comme par exemple le bouchage d'un tube de générateurs de vapeur ou le remplacement complet de ceux-ci.

Le concept de réacteur SIR demande en conséquence des démonstrations tant dans le domaine de la sûreté que dans celui de la rentabilité.

2.5. le projet de réacteur PIUS

Le projet de réacteur PIUS est sans doute le plus innovant des projets actuellement mis à l'étude.

Il s'agit d'un réacteur à eau légère pressurisée (REP), d'une puissance de 640 MWe, aujourd'hui défini dans son principe mais non démontré expérimentalement, présenté par la société Asea Brown Boveri (ABB).

Bien qu'utilisant un combustible et un réfrigérant identiques à ceux de la filière eau légère, les caractéristiques de ce réacteur marquent une différence de conception importante par rapport aux réacteurs actuellement en service.

Mais, d'une part des démonstrations doivent être apportées concernant la sûreté du réacteur, et d'autre part une analyse poussée au regard des critères de sûreté actuellement en vigueur reste encore à faire.

La facilité d'exploitation et la compétitivité économique du réacteur PIUS ne sont enfin pas encore acquises.

2.5.1. les caractéristiques principales du projet de réacteur PIUS

Ainsi qu'il a été dit plus haut, le réacteur PIUS est un réacteur utilisant l'eau légère pressurisée à la fois comme réfrigérant et modérateur et un combustible de caractéristiques très voisines de celles des combustibles des réacteurs PWR.

Le réacteur est logé dans une vaste piscine renfermant plus de 3000 m³ d'eau froide boriquée. Les parois de la piscine sont en béton précontraint. Le réacteur se trouve au fond de la piscine.

Le réacteur PIUS comprend 4 boucles de refroidissement primaire. Les échangeurs de chaleur sont situés à l'extérieur de la piscine. Les pompes primaires qui assurent la mise en mouvement de l'eau dans le circuit primaire sont situées à la base des générateurs de vapeur.

Un pressuriseur se trouve au dessus du niveau de la piscine. Il s'agit d'un confinement avec piscine de suppression de pression du type BWR [95] & [96].

La hauteur totale de l'ensemble piscine - pressuriseur - est de 44 mètres. L'épaisseur des murs de la piscine varie selon la cote de 7 à 10 mètres. Il s'agit donc d'un ensemble de grande hauteur et d'une fabrication complexe.

La figure 56 ci-après présente une vue du réacteur PIUS et du bâtiment correspondant.

2.5.2. le principe de fonctionnement du réacteur PIUS

La sûreté du réacteur PIUS repose sur son mode de fonctionnement.

Le réacteur situé dans la partie basse de la piscine est compris dans une cheminée qui monte jusqu'à la partie supérieure de la piscine où arrivent les prises d'eau des 4 boucles primaires.

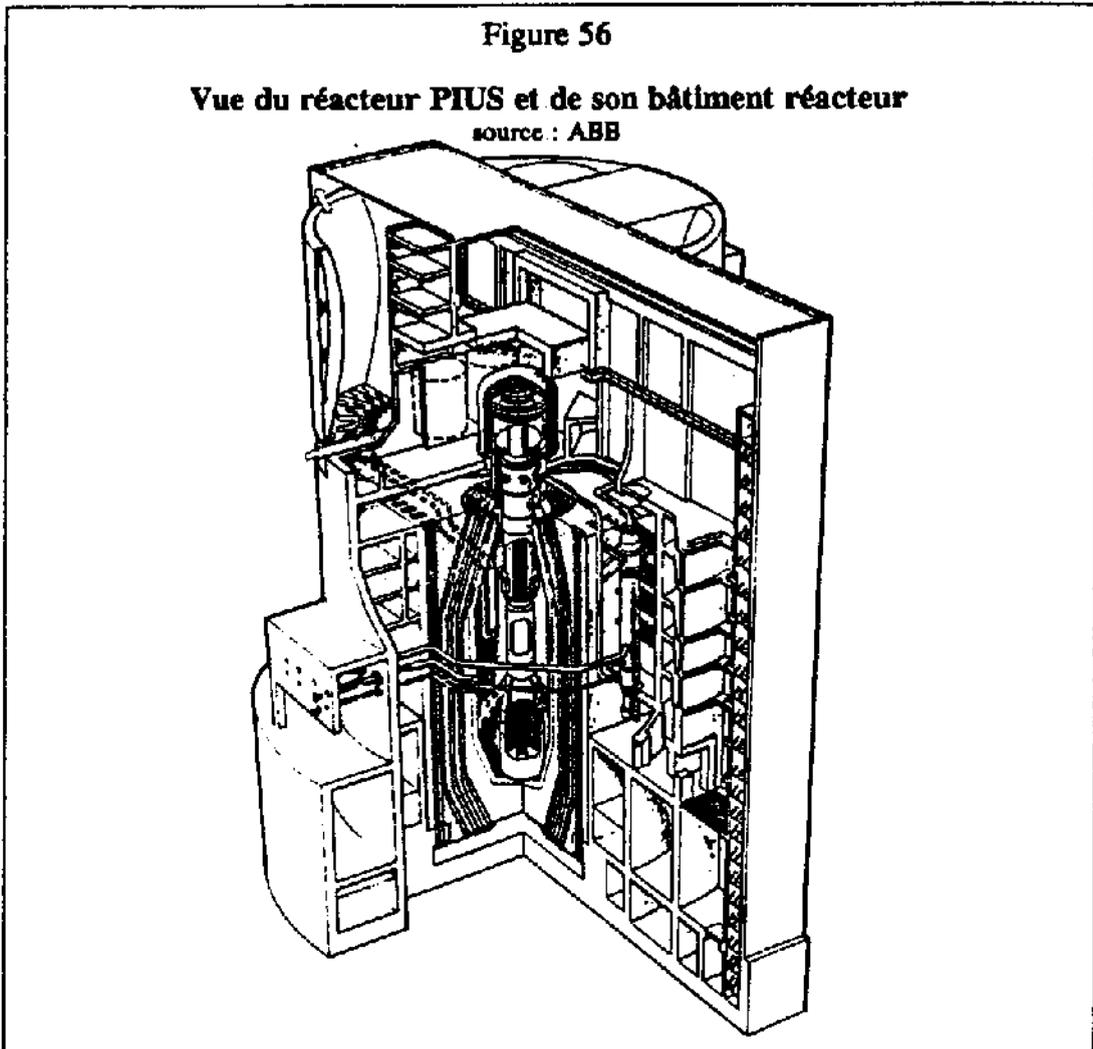
La cheminée est à deux conduits : l'un central et l'autre annulaire, avec inversion progressive des positions au tiers de la hauteur : le canal montant est d'abord central puis annulaire, le canal descendant central puis annulaire.

En fonctionnement normal, les pompes primaires situées dans la partie basse des générateurs aspirent l'eau chaude formée dans le coeur et au voisinage de celui-ci dans la cheminée.

Figure 56

Vue du réacteur PIUS et de son bâtiment réacteur

source : ABB



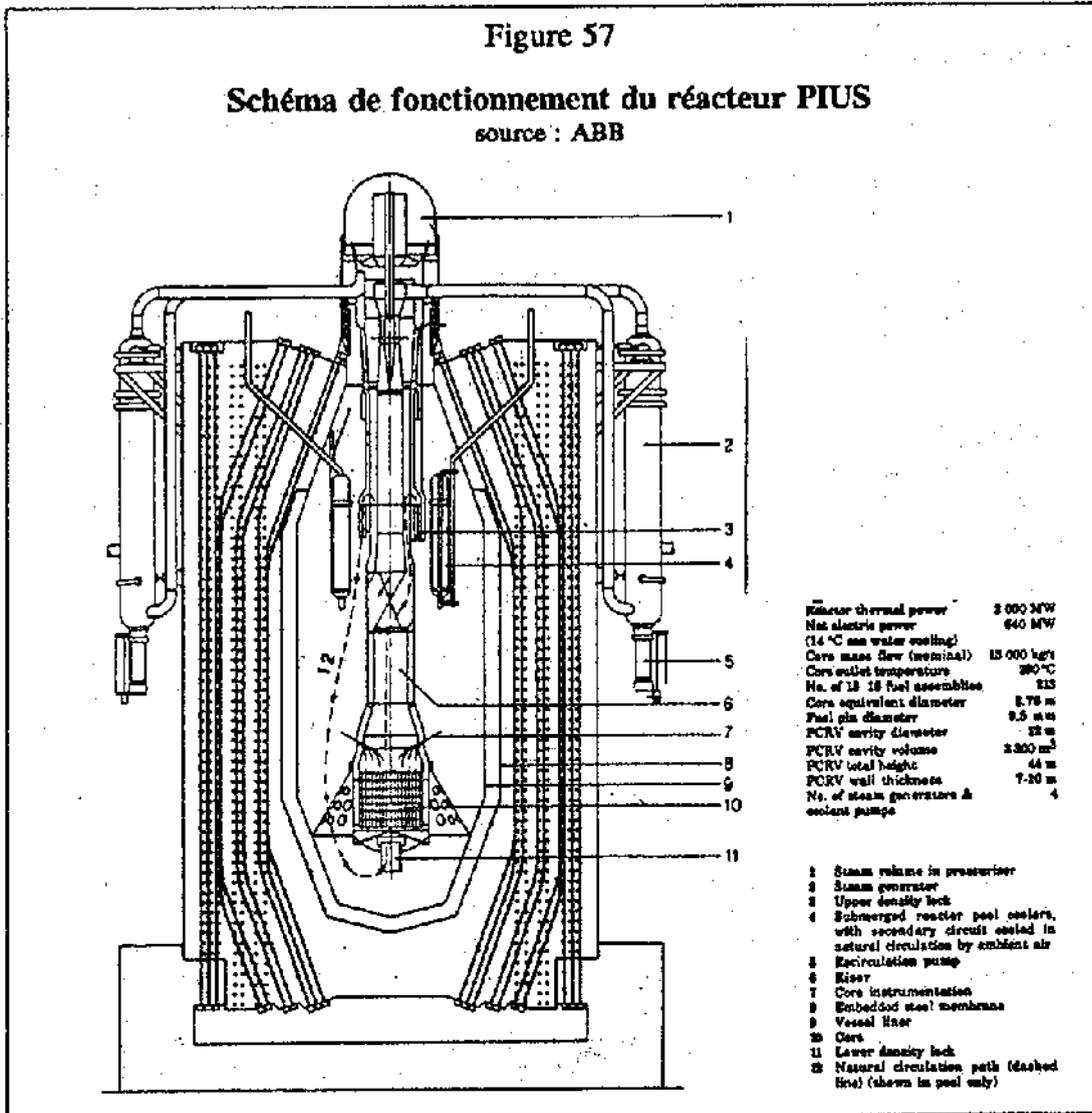
Celle-ci monte dans la cheminée, par le conduit central puis annulaire, passe dans les générateurs de vapeur puis redescend par la partie centrale de la cheminée en haut de celle-ci, passe dans la partie annulaire jusqu'à atteindre le coeur.

Le cycle se poursuit par réchauffement dans le coeur et ainsi de suite (voir figure suivante).

Figure 57

Schéma de fonctionnement du réacteur PIUS

source : ABB



2.5.3. les principes de sûreté du projet de réacteur PIUS

Le principe de la sûreté du réacteur PIUS repose sur la présence d'un by-pass permanent entre la cheminée et la piscine.

Les concepteurs du réacteur PIUS appellent ces by-pass des verrous de densité. Ils se trouvent au bas de la cheminée ("lower density lock") et aux deux tiers de la hauteur ("upper density lock"). Ces verrous ont une structure ouverte en nid d'abeille dirigée vers le bas. Le verrou haut est distant du verrou bas d'une hauteur de 22 mètres

. le fonctionnement normal du réacteur

En fonctionnement normal, la pression dynamique des pompes primaires équilibre les pressions différentielles entre le verrou supérieur et le verrou inférieur.

L'eau effectue le trajet précédemment décrit entre le coeur et les générateurs de vapeur.

. l'intervention des verrous de densité en cas d'arrêt des pompes primaires

En cas d'arrêt des pompes, la colonne d'eau froide dans la piscine devient la force motrice.

L'eau boriquée froide de la piscine pénètre dans la cheminée par la base de celle-ci, refroidit le coeur et ralentit la réaction en chaîne en raison de sa densité plus forte en bore - excellent absorbeur de neutrons -.

Une fois réchauffée par le coeur, cette eau froide boriquée monte dans la cheminée, puis arrivée à hauteur du verrou supérieur, quitte celle-ci pour se mélanger à l'eau froide de la piscine. Le trait en pointillé référencé 12 sur la figure suivante matérialise le trajet "naturel" de l'eau, en l'absence de recirculation primaire forcée.

. le bore soluble au centre des fonctions de sûreté

Le coeur du réacteur PIUS est défini de manière à avoir une densité de puissance faible. Par ailleurs, des échangeurs de chaleur eau/air sont immergés dans la piscine, afin de permettre le refroidissement de la masse d'eau de celle-ci.

Ces dispositions concourent à la sûreté du réacteur.

Mais il est remarquable de ne pas trouver de barres de commande dans ce réacteur. C'est que, selon G.M. GAUTIER et A. LERIDON [op.cit.], "*seul le bore soluble assure toutes les fonctions avec un choix de caractéristiques des températures primaires qui permet de suivre la charge entre 70 et 100 %*".

L'ajustement des densités de l'eau boriquée sert au pilotage du réacteur. De surcroît, l'évolution spontanée des densités permet l'arrêt du réacteur.

Il est difficile dans ces conditions d'imaginer des séquences d'évènements pouvant conduire à une situation incidentelle. Sauf à prendre en compte l'assèchement brutal complet de la piscine et le bouchage des verrous de densité.

Une rupture de tuyauterie secondaire peut entraîner un choc froid. L'échelon positif de réactivité qui en découle est combattu au terme d'un délai de 10 secondes environ par une injection d'eau boriquée. Selon G. GAUTIER et A. LERIDON [op.cit.], c'est un point faible de la protection. Une rupture de tube de générateur de vapeur est aisée selon les mêmes auteurs, mais des quantités relativement importantes d'eau primaire peuvent passer dans le secondaire avant que le réacteur ne s'arrête.

. monolithisme de la conception et difficultés d'exploitation

Le concept PIUS ne peut se voir appliquer les notions de défense en profondeur qui sont à la base de la sûreté des réacteurs actuels et de la plupart des projets envisagés.

La renonciation implicite à la défense en profondeur exigerait en tout état de cause des démonstrations complètes avec évaluations probabilistes sur des bases que l'on ne peut d'ailleurs pas tirer de l'expérience actuelle. Ce qui implique naturellement la réalisation d'un réacteur de démonstration.

Une autre question se pose, liée à la viabilité économique du concept. Du point de vue de l'investissement, les coûts de construction de la piscine et des composants primaires devraient être vraisemblablement très élevés.

Il est d'ailleurs à remarquer que le rendement thermodynamique du réacteur PIUS ne devrait pas être très élevé, compte-tenu de la nécessité de ne pas avoir des gradients de température trop important dans la cheminée. Un autre inconvénient important semble également résider dans les difficultés d'exploitation.

La question de l'arbitrage entre les nécessités de la sûreté et celles de la conduite de réacteur se pose particulièrement dans le cas du projet PIUS.

La priorité donnée à la sûreté oblige en effet à ce que, selon les auteurs précités, *"toute perturbation ramène immédiatement le réacteur en condition d'arrêt froid"*.

Il semble que dans ces conditions, le réglage du réacteur en condition de fonctionnement ne soit pas simple. Le suivi de charge semble en tout état de cause difficile à assurer.

Ces aspects semblent en conséquence relativiser grandement l'intérêt du projet très innovant de réacteur PIUS.

2.6. le projet de réacteur SPWR du JAERI (Japon)

L'Atomic Energy Commission ayant recommandé aux instituts de recherche et aux constructeurs d'entamer des recherches sur les réacteurs à eau légère du futur, le JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) organisme de recherche public dépendant de l'agence STA (Science & Technology Agency), a lancé en 1987 un projet de réacteur du futur, à eau légère pressurisée, intitulé SPWR.

Il s'agit d'un réacteur intégré de faible puissance (350 MWe), assez voisin du projet de réacteur SIR d'ABB.

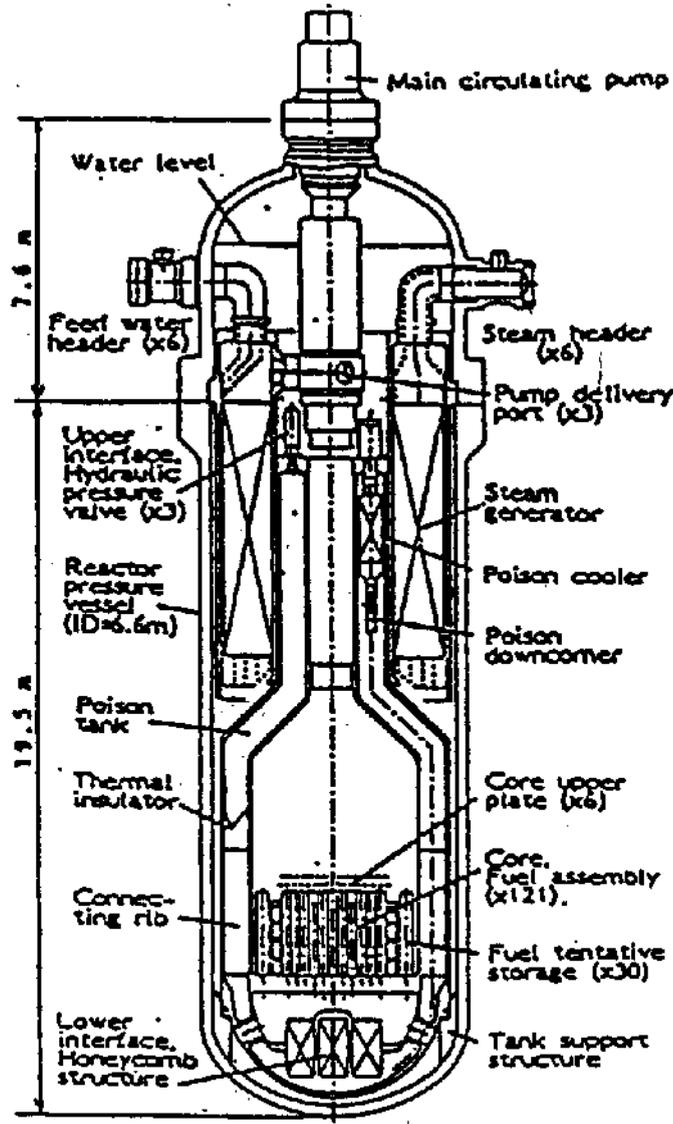
2.6.1. les principales caractéristiques du réacteur SPWR

Le projet de réacteur intégré SPWR du JAERI est un réacteur à eau légère pressurisée intégré d'une puissance thermique de 1 100 MWth et électrique de 350 MWe [P. MORIETTE, op.cit.].

La cuve sous pression comprend la totalité du circuit primaire et les 6 générateurs de vapeur. Par ailleurs, la seule pompe primaire est placée au dessus du coeur dans la partie supérieure de la cheminée.

Figure 58

Schéma du réacteur SPWR (JAERI - Japon)
source : P. MORIETTE [op.cit.]



La manutention du combustible s'effectue pendant les arrêts après extraction de la pompe primaire.

Les concepteurs disent avoir intégré l'impératif d'une maintenance plus aisée dans la conception du réacteur SPWR.

Sur le plan économique, une étude de l'Institute for Future Technology concluerait à la compétitivité d'une centrale constituée de plusieurs modules de ce type par rapport aux centrales de grande puissance actuelles.

2.6.2. les grands choix de sûreté

En premier lieu, la cuve doit assurer le rôle de deuxième barrière de confinement, sans qu'il soit explicitement indiqué qu'il existe une enceinte externe.

Contrairement au choix pour le réacteur intégré SIR, les barres de commande sont supprimées et remplacées par une régulation par l'eau boriquée. A cet effet, un réservoir d'eau boriquée est placé autour de la cheminée, entre celle-ci et les générateurs de vapeur.

Un dispositif permet d'actionner automatiquement la vanne commandant ce réservoir, en cas d'une pression insuffisante en sortie de pompe primaire.

Des dispositifs sont prévus pour assurer le renoyage du coeur.

Un Comité formé par l'Institute for Future Technology et constitué d'experts de compagnies électriques, de constructeurs et des institutions de recherche et développement, a recommandé toutefois des dispositifs complémentaires, notamment un système d'injection d'eau pour assurer l'inventaire d'eau à long terme en cas d'eau. Dans ce cas, comme dans le précédent, des systèmes actifs devraient être prévus.

D. LES DATES IMPORTANTES POUR LE PROCESSUS DE REPRISE

Le marché américain est ainsi qu'on l'a vu un marché doublement important.

Le marché américain est important d'une part en raison des perspectives à terme de la reprise des commandes de réacteurs nucléaires.

La situation du nucléaire aux Etats-Unis est d'autre part importante en raison du processus désormais lancé d'examen technique des actuels projets de réacteurs du futur que la NRC a entrepris sur de nouvelles bases réglementaires qui devraient permettre de déboucher beaucoup plus rapidement que par le passé.

Le processus d'examen des projets par la NRC aux Etats-Unis produit lui-même à terme trois types de conséquences capitales pour l'offre de réacteurs du futur :

- une file d'attente est déjà créée pour l'agrément des réacteurs du futur aux Etats-Unis dont les délais s'allongent; ceci signifie que les constructeurs qui n'ont pas encore commencé le processus vont voir l'examen de leurs projets être différé de plusieurs mois, sinon de plusieurs années

- l'agrément des designs même si la procédure est allégée est une barrière à l'entrée sur le marché américain particulièrement efficace

- la certification de design qui aura été obtenue aux Etats-Unis constituera une référence technique et un avantage commercial qui pourraient être décisifs pour l'avenir.

Le calendrier du processus lancé par la NRC est indiqué ci-dessous, tel qu'il est présenté dans la Lettre d'Amérique de l'Attaché Nucléaire près l'Ambassade de France à Washington qui fournit des informations particulièrement précises et complètes sur la situation du nucléaire aux Etats-Unis [97].

Tableau 13

Calendrier prévisionnel de la certification par la NRC des nouveaux réacteurs aux Etats-Unis

source : Lettre d'Amérique [op.cit.]

| Design | Prel. Safety-Evaluation | Final Design Approval | Design Certification |
|------------------------------|-------------------------|-----------------------|----------------------|
| EPRI Evolutionnary Req. Doc. | | 8/92 | N/A |
| EPRI Passive Req. Doc. | | 9/93 | N/A |
| GE/ABWR | | 12/92 | 6/94 |
| CE/System 80+ | | 11/93 | 5/95 |
| West/AP-600 | | 11/94 | 5/95 |
| GE/SBWR | | 1/95 | 7/96 |
| AECL/Candu 3 | 6/93 | | |
| GA/MHTGR | 12/92 | | |
| ABB/PIUS | 7/93 | | |
| GE/PRISM | 11/92 | | |

Notes : Req.Doc.: requirements documents; Final Design Approval : Final Safety Evaluation Report

CHAPITRE III

LA SITUATION FRANCAISE : LA NECESSITE DE DYNAMISER ET DE COORDONNER LES DEVELOPPEMENTS EN UTILISANT LES ACQUIS MAIS SANS EN ETRE PRISONNIER

Compte-tenu des délais de conception, de construction et de mise en service des centrales nucléaires, une réflexion stratégique continue se déroule chez l'ensemble des partenaires du nucléaire français sur les réacteurs nucléaires de l'avenir.

Les contraintes de cette réflexion sont communes à l'ensemble des partenaires, même si chacun de ceux-ci les pondèrent d'une manière différente.

Le cas particulier de la filière rapide dans notre pays est exposé dans un premier temps, avec des renvois importants à la première partie qui expose en particulier comment l'organisme de contrôle de la sûreté français traite les problèmes rencontrés par Phénix et Superphénix.

Les difficultés rencontrées - qui doivent être traitées avec tous les moyens nécessaires - ne doivent pas pour autant faire penser que cette filière n'a pas d'avenir.

On aborde ensuite dans ce chapitre, d'une part les contraintes externes du choix des réacteurs du futur, et d'autre part, les éléments de stratégie qui sont en cours d'élaboration par les différents acteurs et que ceux-ci ont bien voulu communiquer à votre Rapporteur.

Un essai de typologie des méthodes et des objectifs de sûreté pour la conception des réacteurs du futur est ensuite présenté. La cohérence globale des démarches des différents acteurs est pour finir examinée.

A. LA PROBLEMATIQUE DE LA FILIERE RAPIDE EN FRANCE

La place assignée aux réacteurs à neutrons rapides dans le programme nucléaire français a subi une évolution considérable depuis le début des années 1970.

La surgénération a été porteuse d'espoirs très grands placés en elle pour sa contribution à l'indépendance énergétique du pays.

Les déboires rencontrés par Phénix et surtout par Superphénix, installation probablement surdimensionnée par rapport à l'expérience acquise, ont placé sur la filière rapide une ombre de suspicion.

Les difficultés rencontrées par Phénix et Superphénix ne doivent pas être sous-estimées. Elles ne doivent pas non plus laisser penser que les réacteurs à neutrons rapides n'ont pas d'utilité même pour le long terme.

Au contraire, comme on l'a vu précédemment, de nombreux pays continuent leurs investigations sur cette filière. De nombreux spécialistes s'accordent à considérer que cette filière vaut d'être explorée plus avant pour le milieu du siècle prochain.

En réalité, Superphénix est un prototype, plutôt malchanceux comme cela a été montré en détail en première partie.

La question qui se pose actuellement est celle de son redémarrage. L'autorité de sûreté y a mis des conditions. Votre Rapporteur les a détaillées plus haut.

Du point de vue de votre Rapporteur, les conditions de sûreté posées par l'autorité de sûreté, son appui technique et définies en détail par le groupe permanent "réacteurs" sont légitimes.

Il est également légitime et nécessaire d'explorer la filière rapide comme filière d'avenir.

Cette exploration nécessite une expérimentation donc un redémarrage.

La question est finalement celle de la volonté de l'exploitant et des actionnaires de faire les efforts nécessaires pour intégrer les modifications demandées par l'autorité de sûreté.

1. LA SURGENERATION, UN ATOUT POUR L'AVENIR ENERGETIQUE DE LA FRANCE

En premier lieu, la filière rapide a été considérée comme la clé de l'indépendance énergétique à long terme du pays.

La thèse majeure était la pénurie à prévoir pour les ressources en uranium accessibles sur la planète comme justificatif fondamental pour la mise en place de la filière rapide.

Cette pénurie probable reste aujourd'hui un argument jugé essentiel.

Selon M. BOUCHARD, Directeur des Réacteurs Nucléaires au CEA [98], une pénurie d'uranium est prévisible dans les années 2030, sur la base de la consommation en uranium naturel ou retraité du parc actuel actualisé. En conséquence, il faudrait arrêter de construire tout nouveau réacteur au début du XXIème siècle pour éviter la pénurie en 2030.

Le potentiel énergétique des réserves d'uranium actuellement connues est de 57 Gigatonnes équivalent pétrole. La surgénération permettrait de multiplier par 100 ce potentiel énergétique. La perspective de la pénurie en uranium serait en conséquence repoussée au delà de la fin du XXIème siècle.

La France, quant à elle, contrôle environ 200 000 tonnes de minerai d'uranium. Ceci correspond à environ 20 années d'exploitation des réacteurs à eau pressurisée. Le filière rapide permettrait de couvrir une période de 1000 à 1400 ans [99].

2. SUPERPHENIX, UN PROTOTYPE AMBITIEUX

Si elle n'est pas la seule à avoir engagé des travaux importants sur la filière rapide, la France se caractérise par son ambition. Il s'agit en effet en 1972, lorsque la décision est prise, de lancer la réalisation d'un réacteur de taille industrielle, susceptible de concurrencer à terme la filière classique.

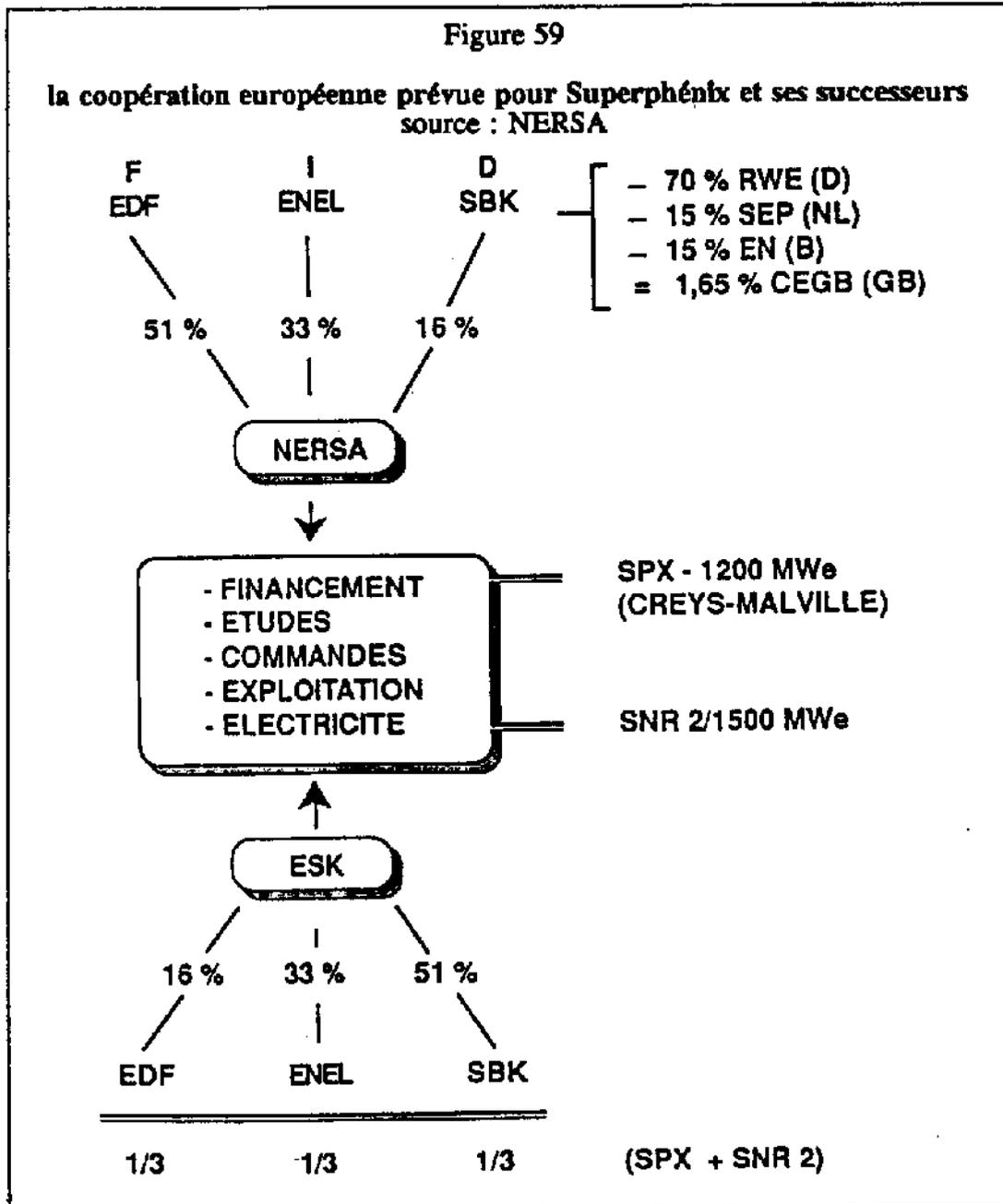
Superphénix est alors considéré comme la première unité d'une série qui pourra même voir sa puissance augmentée progressivement.

Les techniques des réacteurs à neutrons rapides sont bien maîtrisées au niveau de Phénix, réacteur d'une puissance de 250 MWe. La puissance électrique de Superphénix est fixée à 1200 MWe. L'objectif est d'atteindre la compétitivité économique avec les réacteurs à eau pressurisée, dès lors qu'un effet de série se manifesterait grâce à la multiplication des surgénérateurs.

Aujourd'hui, de bons observateurs estiment que *"le saut de puissance entre Phénix et Superphénix a peut-être été trop grand"* [100].

Une collaboration européenne est mise au point, avec la RFA, les Pays-Bas, la Belgique et la Grande-Bretagne.

La société NERSA a pour mission la construction et l'exploitation de Superphénix, avec EDF comme leader en termes d'actionariat. La société symétrique ESK construira le successeur de Superphénix, SNR2 d'une puissance de 1500 MWe (voir schéma ci-dessous). Ni la société ESK ni SNR-2 n'ont encore vu le jour. Sur les vêtements des employés de Superphénix, figure encore le sigle SPX1.



La construction de Superphénix a nécessité un chantier parmi les plus grands d'Europe à l'époque. Certains éléments du réacteur, intransportables en raison de leurs dimensions, sont assemblés voire fabriqués sur place.

L'enceinte de confinement de Superphénix mesure 65 mètres de diamètre, 85 mètres de hauteur. L'épaisseur de ses parois de béton armé est d'un mètre, celle de la dalle supérieure - coffre d'acier rempli de béton - de 3 mètres.

Les dimensions de Superphénix et l'ambition technique et économique du projet étonnent. Les installations reçoivent la visite de 10 à 15 000 personnes par an dont 3 000 étrangers.

Les centrales nucléaires ont pu être surnommées "cathédrales du XXème siècle". Superphénix est une cathédrale d'inox, matériau utilisé à titre préventif dans de nombreuses parties de l'installation puisqu'aussi bien le sodium présent dans la cuve et dans différents circuits dont le primaire et secondaire, n'attaque pas cet alliage.

En tant que prototype industriel, Superphénix nécessite de nombreuses premières technologiques. S'ajoutent aux dépenses correspondantes les coûts associés aux incidents et les pertes de recettes du fait de l'arrêt de la production d'électricité. Le coût de la centrale atteint aujourd'hui près de 27 milliards de F courants, ainsi que le décrit le tableau suivant.

| | MILLIONS FF |
|--|-------------|
| 1 - TRANCHE | |
| Chaudière | 8 835 |
| Installation hors chaudière | 5 830 |
| Provisions pour aléas | 30 |
| Ingénierie et pré-exploitation | 2 245 |
| | <hr/> |
| | 16 940 |
| 2 - COMBUSTIBLE (2 Coeurs) | |
| | 2 055 |
| 3 - ATELIER POUR L'EVACUATION DU COMBUSTIBLE (APEC) | |
| | 1 050 |
| | <hr/> |
| | 20 045 |
| 4 - INTERETS INTERCALAIRES | |
| | 7 650 |
| | <hr/> |
| | 27 695 |

3. UN PROTOTYPE MALCHANCEUX

Selon le tableau suivant, communiqué par NERSA à la commission locale d'information, une dérive de coût s'est produite pour SuperPhénix. Une telle dérive se produit généralement pour les prototypes industriels.

Tableau 15

Evolution du devis de Superphénix

source : NERSA

| EVOLUTION DU DEVIS | | | | Janvier 90 |
|------------------------------------|--------------|--------------|---------------|------------------------|
| Millions de F de 1/77 | | | | |
| Hors taxes - Hors frais financiers | | | | |
| Devis de | Janvier 77 | Janvier 81 | Janvier 88 | Rapport 1/88 / 1/77 |
| Chaudière | 2 830 | 3 540 | 4 730 | 1,67 |
| Hors chaudière | 1 360 | 1 870 | 3 253 | 2,39 |
| Aléas | 210 | 290 | 11 | |
| TOTAL INSTALLATION | 4 400 | 5 700 | 7 994 | 1,81 |
| Ingénierie + pré-exploitation | 390 | 600 | 1 170 | 3,00 |
| Combustible | 950 | 1 100 | 979 | 1,03 |
| Location Pu | N.C. | 100 | 140 | |
| TOTAL HORS APEC | 5 740 | 7 500 | 10 283 | 1,79 |
| APEC | - | - | 443 | |
| TOTAL GENERAL | 5 740 | 7 500 | 10 726 | 1,87 |

Pour autant, la production réelle est inférieure à celle escomptée (voir première partie). L'énergie brute produite est de 4,5 milliards de kilowattheure. En jours équivalent de puissance nominale, la centrale peut être considérée comme ayant réellement produit de l'électricité pendant 174 jours seulement, depuis le 7 juillet 1985.

4. UN REDEMARRAGE NECESSAIRE AVEC UNE SURETE RENFORCEE

Superphénix, arrêté depuis le 3 juillet 1990, fait l'objet de nombreuses études et de nombreux travaux, ainsi que cela est exposé en détail en première partie.

La date de son redémarrage ne peut être prévue à l'heure actuelle.

Celui-ci semble nécessaire d'un double point de vue :

- du point de vue de la recherche et du développement : il est nécessaire d'acquérir une expérience d'exploitation utilisable ultérieurement pour améliorer la filière rapide

- du point de vue économique : l'investissement important déjà réalisé et les dépenses de fonctionnement considérables ne sauraient être passés par pertes et profits; non seulement le redémarrage permettra d'acquérir des connaissances mais il permettra aussi de produire des kWh.

Mais, comme on l'a vu au Chapitre III, l'autorité de sûreté, s'appuyant sur son soutien technique et s'entourant de l'expertise du groupe permanent "réacteurs" met des conditions de sûreté au redémarrage.

La question dépend donc en réalité de la volonté de l'exploitant et des actionnaires de faire les efforts nécessaires à l'intégration des modifications demandées par l'autorité de sûreté.

5. LES RECHERCHES DU CEA SUR LA FILIERE SURGENERATRICE

La recherche et le développement du CEA sur la filière rapide s'effectue non seulement au travers de l'exploitation de Phénix et de Superphénix, mais aussi dans le cadre d'autres projets et installations.

Le budget du CEA pour 1990 indique que les dépenses relatives aux réacteurs nucléaires se sont élevées à 978 millions de F [101]. Sur ce montant, 32% soit 313 millions de F ont été affectés aux réacteurs à neutrons rapides.

Selon une information de presse [102], le budget de recherche et développement du CEA pour 1991 ne serait plus que de 290 millions de F et devrait connaître de nouvelles restrictions en 1992.

Un récent accord de coopération internationale permettrait toutefois d'éviter un ralentissement des recherches du CEA sur la filière rapide [103].

Cet accord cadre a été signé le 28 octobre 1991 d'une part par le CEA, le Kern Forschung Karlsruhe et Interatom (RFA) et l'UKAEA (Royaume-Uni), et d'autre part par la Japan Atomic Power Company (JAPC), la Power Reactor and Nuclear Development Corporation (PNC) et le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI).

Son objectif est la mise au point à l'horizon 2010 d'une source d'énergie garantie fondée sur la mise en oeuvre à l'échelle industrielle des surgénérateurs.

Cet accord pourrait conforter les travaux de définition d'EFR, le réacteur à neutrons rapides de la prochaine génération.

B. LE CONTEXTE DU CHOIX DES REACTEURS A EAU LEGERE DE L'AVENIR

EDF est bien évidemment le principal intéressé aux évaluations de la consommation française d'électricité. Mais les évaluations de la compétitivité de l'électricité dans l'offre d'énergie doivent également intervenir dans les perspectives assignées à l'électricien national.

Le cadre des estimations faites doit être la politique énergétique française.

Une version de cette stratégie a été exposée plus haut, par le Groupe de prospective "Energie 2010" du Commissariat au Plan, groupe présidé par M. PECQUEUR.

Un autre contrainte est l'incidence du marché unique sur l'offre d'électricité à l'industrie et aux consommateurs français.

Enfin, la politique d'exportation d'EDF est un facteur qui est essentiel pour l'évolution jugée nécessaire de la capacité de production par l'exploitation. Cette capacité d'exportation peut être également influencée par les contraintes financières exercées par les pouvoirs publics sur le compte d'exploitation d'EDF.

Mais la demande de sûreté est également une contrainte de base pour le nucléaire de l'avenir.

1. LA NECESSITE DE FAIRE FACE A LA CROISSANCE DE LA CONSOMMATION EN ELECTRICITE DANS LES ANNEES A VENIR

Comme dans un grand nombre de pays industriels, un lien est souvent fait entre la croissance économique et la consommation d'électricité. Ce lien peut être toutefois affaibli par des politiques vigoureuses de promotion des économies d'énergie.

Il a été indiqué à votre Rapporteur par M. BACHER, Directeur technique, Directeur délégué de l'Équipement d'EDF [104], que la croissance de la demande d'électricité devrait être de 2 à 3 % par an dans les années à venir.

EDF retient que la structure de l'offre ne sera pas modifiée substantiellement. De fait, avec une part de 75% de l'électricité produite et l'inertie de la structure de l'offre d'énergie, les centrales nucléaires ne devraient pas voir leur part diminuer sensiblement.

Un calcul simple conduit à dire que la capacité de production d'électricité nucléaire devra s'élever de 2% par an, soit pour un parc actuel de 50 tranches à eau pressurisée, un réacteur par an.

2. QUELLE PLACE POUR L'ELECTRICITE ET POUR L'ELECTRICITE NUCLEAIRE EN FRANCE ?

La place relative des différentes sources d'énergie primaire à l'avenir est une des questions les plus difficiles de la prospective.

Parmi les facteurs qui pourraient augmenter encore l'usage de l'électricité dans notre pays, figurent :

- des tensions sur le marché international des énergies fossiles qui pourraient provenir d'une augmentation de la consommation d'énergie dans les pays de l'Est et dans les pays en voie de développement, suite à une accélération de leur croissance économique

- une aggravation des menaces ou un approfondissement de la connaissance sur les équilibres écologiques de la planète, comme l'effet de serre ou la réduction de la couche d'ozone

- un développement accéléré de moyens de transports collectifs, lié notamment à la recomposition de l'espace économique européen

- une substitution rapide de l'énergie électrique et du moteur électrique aux combustibles fossiles et au moteur à explosion

Inversement, la réduction de la part relative de l'énergie électrique dans la consommation globale d'énergie pourrait résulter d'une évolution en sens inverse des éléments exposés précédemment et des facteurs suivants :

- un ralentissement durable de la croissance économique française

- la stagnation des techniques de transport de l'électricité et une opposition accrue des populations à l'installation des lignes actuelles

- une opposition accrue des consommateurs à l'utilisation de l'électricité, elle-même liée à un refus du nucléaire en raison d'incidents graves ou d'une incapacité à résoudre le problème des déchets radioactifs.

Il est évidemment difficile de pondérer l'importance relative des différents paramètres ci-dessus.

Il est néanmoins nécessaire de remarquer une différence avec les évaluations du Groupe de M. PECQUEUR.

Ce groupe a clairement indiqué que l'électricité nucléaire semblait avoir atteint dans notre pays une importance relative maximale. Dans l'hypothèse la

plus favorable au nucléaire, le rythme de commande de réacteurs serait d'une unité tous les deux ans, jusqu'en 2010.

Ceci représente la moitié de l'évaluation présentée par EDF à votre Rapporteur.

Un autre élément capital pour l'évaluation de la demande de réacteurs est le problème du renouvellement du parc actuel.

3. LE RENOUVELLEMENT DES REACTEURS NUCLEAIRES EN SERVICE.

La durée de vie des réacteurs nucléaires est une question déterminante.

Cette question est capitale du point de vue de la sûreté. On a vu, à l'occasion de l'examen du problème de la maintenance à EDF, que le vieillissement des matériels va augmenter le nombre d'opérations de maintenance. D'où l'importance cardinale d'une sûreté parfaite de la maintenance.

Mais la question du vieillissement est également capitale pour la compétitivité de l'électricité produite à partir du nucléaire.

Le programme "Plant Life Extension" est une partie essentielle de la Nouvelle Stratégie Energétique" des Etats-Unis.

Il paraît paradoxal pour votre Rapporteur que cette question ne soit pas évoquée plus souvent dans notre pays.

Selon les informations données à votre Rapporteur, les réacteurs actuellement en service dans notre pays ont été conçus pour avoir une durée de vie de 40 ans.

Selon la Direction de l'Equipement d'EDF [P.BACHER, op.cit.], il est réaliste de penser que certaines centrales pourront dépasser cette échéance, et que d'autres devront être arrêtées avant d'atteindre leurs quarante années de fonctionnement.

Ce qui paraît essentiel à EDF, c'est de ne pas se laisser prendre de cours par le vieillissement et de ne pas être prisonnier de la chronologie de la mise en service.

L'effort d'équipement en centrales nucléaires réalisé en France a été décrit plus haut. En 81-82, EDF a été conduit à mettre en service 15 réacteurs sur une période de 15 mois.

Même si cette tâche énorme a été réalisée dans de bonnes conditions, EDF évitera à tout prix de se trouver dans une situation analogue.

Selon l'exemple donné par M. BACHER à votre Rapporteur, [op.cit.], la centrale de Fessenheim mise en service en 1977, atteindra ses trente années de fonctionnement en 2007.

Le problème du renouvellement du parc actuel devra commencer à trouver une solution en l'an 2000 et conduira à des mises sur le réseau de réacteurs de remplacement vers 2010.

4. LA PRESERVATION DE L'OUTIL INDUSTRIEL NUCLEAIRE FRANÇAIS

La responsabilité du client envers ses fournisseurs est une contrainte prise en compte par les meilleures entreprises.

La commande d'un réacteur 1450 MWe qu'EDF a passée début 1991 à Framatome pour Civaux 1 démontre qu'EDF intègre dans sa stratégie nucléaire la nécessité de la pérennité de son principal fournisseur - Framatome - .

4.1. Framatome, l'un des leaders mondiaux après 30 ans d'une croissance hyper-rapide

Framatome comptait 12 salariés en 1958, plus de quatre mille en 1979 et 14 300 en 1989 [105].

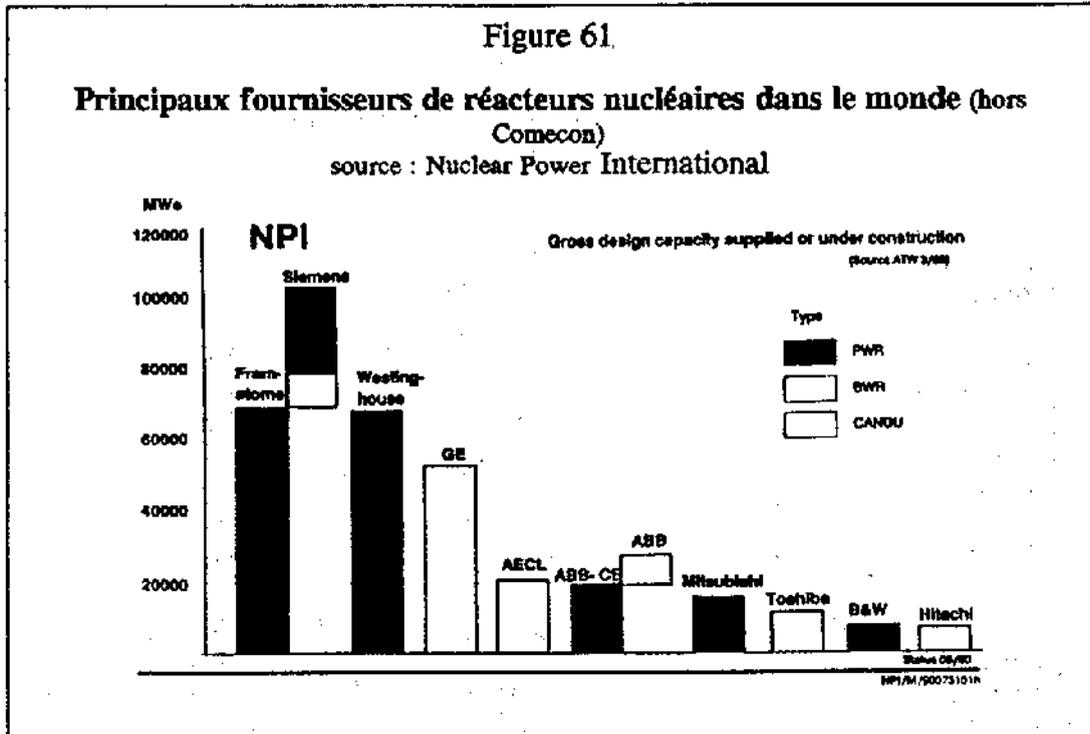
La première commande d'un réacteur de grande puissance intervient en 1969 (Tihange 1).

Avec l'accélération du programme électronucléaire français, 16 chaudières 900 MWe lui sont commandées en 1974, 8 chaudières 1300 MWe en 1975 et 12 chaudières 1300 MWe en 1980 [106].

En parallèle avec la fourniture du marché français, Framatome réussit à l'exportation avec la vente de 3 chaudières en Belgique, 2 réacteurs clé en main en République sud-africaine, 2 îlots nucléaires en Corée du Sud.

En juin 1991, le total des réacteurs livrés par Framatome s'élève à 60 réacteurs à eau pressurisée, dont 7 à l'export.

Si l'on établit des comparaisons internationales en termes de puissance électrique installée - voir figure 61 - Framatome figure aux tout premiers rangs, sinon au premier du classement mondial.



4.2. la diminution des commandes due à la fin du programme français

En 1990, le démarrage de trois réacteurs dont 2 sont mis en service industriel est réalisé : Golfech-1, Penly-1 et Cattenom-3.

Entre 1986 et 1991, aucune commande n'intervient sur le marché français, alors que l'entreprise a assuré au plus fort de son activité la livraison de 6 tranches par an.

4.3. une diversification rapide et réussie

Afin de contrebalancer le choc du ralentissement du nucléaire en France et à l'étranger, Framatome réussit une politique de diversification accélérée doublée d'une multiplication des ses activités à l'étranger.

Le nucléaire représente 90 % du chiffres d'affaires en 1987, 64 % en 1990. L'objectif est de parvenir à 50 % en 1992-1993.

En 1990, la diversification dans la connectique assure 24 % du chiffre d'affaires. L'ingénierie mécanique et informatique en représente 12 % [107].

Le tableau suivant ci-après présente un résumé des évolutions récentes du chiffre d'affaires.

Tableau 16

Evolution des activités de Framatome

source : [108]

| années/ milliards F | 1987 | 1988 | 1989 | 1990 |
|------------------------|------|------|------|------|
| CA total | 12,5 | 10,9 | 20 | 13,6 |
| nucléaire | 11,3 | 9,9 | 15 | 8,6 |
| connectique | 0 | 0,1 | 3,7 | 3,4 |
| ingénierie | 1,2 | 0,9 | 1,3 | 1,6 |

La diversification est également internationale. Selon le rapport d'activité du groupe pour 1990 [op.cit.], les ventes en France représentent 73 % du total en 1990. La réalisation de plus du quart du chiffre d'affaires à l'exportation dont près de 10 % marque la volonté du groupe d'étendre son activité à l'ensemble des marchés mondiaux.

Le chiffre d'affaires de 1989 est marqué par la facturation de Superphénix.

Malgré la baisse de 32 % de son chiffre d'affaires en 1990 par rapport à 1989, le résultat net de Framatome augmente de 33 % à 984 millions de F contre 741 millions de F.

Parmi les chiffres importants caractérisant le groupe Framatome :

- le taux de rentabilité (résultat net/chiffre d'affaires) s'élève à 7%
- les dépenses de recherche et développement pour l'ensemble du groupe représentent 5 % du chiffre d'affaires
- les disponibilités du groupe atteignent environ 6 milliards de F en mars 1991, celui-ci étant son propre assureur [109]
- depuis 1990, l'actionnariat de Framatome SA se compose de la manière suivante :

| | |
|---------------------|---------|
| . CEA-Industries : | 36,18 % |
| . EDF : | 9,80 % |
| . Crédit Lyonnais : | 5,00 % |
| . Alcatel-Alsthom : | 44,12 % |
| . Personnel : | 4,90 % |

4.4. une technologie devenue indépendante

A la fin des années soixante-dix, alors que l'expérience acquise en matière de réacteurs nucléaires porte sur la filière uranium naturel-graphite-gaz, la France fait le choix de passer à la filière des réacteurs à eau légère sous pression.

Ce choix correspond à un risque extrême [110]. Dans la technologie choisie, la France ne pèse alors d'aucun poids par rapport à des firmes comme Westinghouse ou Siemens.

Dès 1981, un accord de coopération technologique d'égal à égal est signé avec Westinghouse.

Aujourd'hui, la technologie d'origine Westinghouse est francisée, adaptée et améliorée sur de nombreux points. Au point que Framatome souhaite mettre fin à l'accord de recherche et développement avec Westinghouse qui expire en novembre 1992. De fait, cet accord d'échange d'informations ne serait plus utile à personne [111].

Toutefois, selon [112], des licences sur des brevets de base couvriraient encore la période actuelle jusqu'en 1994.

Framatome a ainsi acquis son autonomie technologique quasi-totale et rejoint son fournisseur de licences aux premiers rangs de l'industrie mondiale.

De plus, Framatome, grâce au maintien d'un courant - même très faible - de commande et donc de réalisations, garde ses compétences et fait évoluer son produit, ce qui n'est pas, comme on l'a vu, le cas de Westinghouse.

4.5. la construction d'îlots nucléaires et les services nucléaires, des activités vitales pour Framatome

Le groupe Framatome, s'il a entrepris une politique de diversification dynamique et couronnée de succès, repose encore largement sur le nucléaire.

A cet égard, le maintien d'un flux de commandes est essentiel au maintien de l'outil industriel et des compétences.

4.5.1. le développement des activités de services

Le groupe a développé fortement les activités complémentaires de la construction de l'îlot nucléaire, les services nucléaires, la maintenance et le combustible. En 1990, selon Nucleonics Week [op.cit.], ces activités représentaient environ 40 % du chiffre d'affaires total "nucléaire".

Parmi ces activités, figure le remplacement des générateurs de vapeur (GV).

En 1990 a été réalisée avec succès par Framatome l'opération de remplacement des GV de Dampierre. EDF a passé récemment commande de 18 générateurs de vapeur de remplacement. La prochaine opération de remplacement est prévue en 1993 à Bugey-5.

Framatome réussit également sur les marchés étrangers. Le Groupe a été choisi en RFA par Nordostschweizerische Kraftwerke pour le remplacement de 2 générateurs de vapeur. De nouveaux marchés importants sont attendus en Espagne, en RFA et aux Etats-Unis.

Concernant les services nucléaires et le combustible, une diversification internationale est en cours. Il faut signaler à cet égard le développement de la présence de Framatome aux Etats-Unis. La création de BWNS filiale à 50 % de Framatome et de Babcock & Wilcox, permet d'atteindre en 1990 un chiffre d'affaires de 160 millions de dollars. Cette création est doublée de celle de BWFC dans les domaines de la fourniture de combustible et de la fin du cycle - Framatome est associé à Cogema et Uranium Pechiney dans VFI qui elle-même détient une part de BWFC -.

Le marché américain est considéré comme suffisamment stratégique pour que Framatome cherche à augmenter son influence dans les deux sociétés. De fait, début octobre, Framatome annonçait qu'il portait sa part dans BWNS et celle de VFI à 75 %. Le marché des services nucléaires aux Etats-Unis est estimé à 10 milliards de francs par an.

4.5.2. la nécessité de conserver et développer le métier de base

Toutefois, il est clair pour votre Rapporteur, que le maintien et le développement des compétences de Framatome sont liés à son métier central de conception et de construction d'îlots nucléaires.

C'est pourquoi la question des réacteurs nucléaires du futur est stratégique.

Ceci renvoie à la question de l'importance essentielle ou accessoire de l'industrie nucléaire française, qui se pose évidemment en termes d'emplois, d'indépendance énergétique et de compétitivité industrielle et globale.

5. L'OUVERTURE POSSIBLE DU MARCHE FRANÇAIS ET L'EXPORTATION D'ELECTRICITE

L'ouverture du marché français aux producteurs étrangers d'électricité, faisant suite à la banalisation de l'énergie en tant que marchandise, au regard de l'acte unique européen, est une des questions stratégiques que doit gérer aujourd'hui la Direction d'EDF.

Cette perspective, si elle était confirmée, serait un bouleversement "copernicien" des conditions de l'offre d'électricité dans notre pays. La France,

inspirée sans doute, par l'électricien national, semble avoir choisi de mener une bataille principalement défensive - au moins sur le plan juridique.

Pour autant, EDF s'est engagé dans une politique active d'exportation d'électricité. Le solde des échanges d'énergie avec l'étranger a été en effet, en 1990, exportateur à hauteur de près de 46 milliards de kilowattheure, soit une variation de + 10 % par rapport à l'année précédente, pour un chiffre d'affaires 1990 de 10,5 milliards de francs [113].

Pour parvenir à développer ses exportations, EDF est confrontée à des situations difficiles comme les suivantes :

- l'installation de lignes haute tension dans des zones frontalières sensibles, au risque de se trouver en conflit avec le ministère de l'environnement et les populations concernées

- le recours à des centrales au fuel ou au charbon en cocon pour étaler des pointes de consommation [114] et [115]

- l'affrontement avec l'autorité de sûreté, alarmée du retard qu'elle décèle dans la réalisation d'opérations de maintenance sur lesquelles EDF s'est engagé (voir première partie)

Il apparaît donc que la fourniture d'électricité en Europe par EDF est une donnée stratégique pour cette dernière.

L'accès aux marchés européens de l'électricité pourrait de fait devenir une source de cash flow et de bénéfice essentiels si la politique de prix d'EDF et l'utilisation de ses bénéfices devaient continuer d'être étroitement soumis en France, comme c'est le cas actuellement, à des contraintes externes à l'entreprise.

D'où une influence supplémentaire, et celle-là très importante, sur la demande de réacteurs nucléaires dans notre pays.

6. LA NECESSITE D'AUGMENTER ENCORE LA SURETE DU NUCLEAIRE DE L'AVENIR

La sûreté du nucléaire fait semble-t-il à l'heure actuelle l'objet d'une double réévaluation.

Le nucléaire continue d'être placé hors catégorie en tant que technique industrielle par l'opinion.

Certains observateurs souhaitent banaliser le nucléaire et notamment le faire entrer dans la législation de droit commun.

En réalité, il ne semble pas que cela soit possible, en raison de la rémanence des événements d'Hiroshima et de Nagasaki ressentis comme "fondateurs" par l'opinion dans la majorité des pays, y compris en France.

Toutefois, les conditions d'utilisation de l'énergie nucléaire commencent à être rapprochées de celles d'autres techniques ou d'industries. Le parallèle en termes de sécurité du travail, d'accidents du travail et d'accidents vis-à-vis des populations et de l'environnement des installations commence à être fait et conduit à relativiser les préventions contre le nucléaire.

A l'inverse, la demande de sûreté et de sécurité envers le nucléaire s'accroît aujourd'hui dans le domaine du cycle du combustible.

La résolution des problèmes de déchets nucléaires est aujourd'hui vitale pour la sûreté du nucléaire et pour la perception qui existe de celle-ci. La totalité des responsables d'EDF rencontrés par votre Rapporteur en ont convenus. EDF veut non seulement adopter une démarche active dans ce domaine, mais veut aussi intégrer cette contrainte dans la définition des réacteurs du futur.

Selon le raisonnement exposé par M. BACHER [op.cit.] à votre Rapporteur, il est indispensable également que les réacteurs du futur puissent s'adapter à l'évolution potentielle de l'approvisionnement en combustible.

Les réacteurs du futur seront en effet encore en service en 2050-2070. Ils doivent être conçus pour 50 ans. Et donc, ils devront s'adapter à des combustibles différents, être capables d'utiliser le plutonium issu du retraitement et d'autres types de combustibles encore difficiles à imaginer et ceci dans des conditions de sûreté accrues, que ce soit pour les réacteurs eux-même ou pour l'ensemble du cycle du combustible.

7. LA SITUATION DE DEPART

Pour accroître le degré de francisation des réacteurs à eau pressurisée et pour améliorer la capacité de production des tranches, en utilisant au mieux la difficile obtention des autorisations de création, EDF a choisi, ces dernières années, d'augmenter la puissance de ses nouveaux réacteurs.

Aux 34 tranches standardisées REP 900 MWe des paliers CP0, CP1 et CP2, ont succédé les 20 tranches REP 1300 MWe des paliers P4 et P'4, dont au 15 mai 1991, 18 unités étaient en fonctionnement et 2 unités en construction (Penly 2 et Golfech 2) [116] et [117].

L'évolution suivante, dans la même ligne directrice, est constituée par les tranches REP 1450 MWe du palier N4.

Correspondant sans doute aux besoins de l'avenir pour la France, pays doté d'une grande expérience de l'exploitation de réacteurs nucléaires, cette

perspective est toutefois différée suite aux difficultés de mise au point du contrôle-commande -voir plus loin -.

Par ailleurs, il n'est pas certain que les perspectives de redémarrage du nucléaire ne soient pas davantage favorables aux réacteurs de faible ou de moyenne puissance.

7.1. le choix français des réacteurs de forte puissance

Les réacteurs de forte puissance actuellement en service en France constituent évidemment la base de départ pour l'exploration de l'avenir.

Les principales raisons de ce choix sont les suivantes :

- l'expérience accumulée sur les paliers 900 et 1300 MWe peut être aisément utilisée sur des réacteurs de plus forte puissance

- si l'on considère comme des ressources rares, d'une part les sites utilisables pour les centrales nucléaires et d'autre part les autorisations résultant notamment des enquêtes d'utilité publique, il y a un avantage évident à maximiser ces opportunités en accroissant la puissance des réacteurs pour augmenter la capacité de production

- les coûts des installations nécessaires à l'exploitation des réacteurs (génie civil, bâtiments réacteurs, bâtiments auxiliaires, réseau d'alimentation électrique et de transport de l'électricité produite) varient peu en fonction de la puissance du réacteur :

- . les coûts unitaires correspondants sont ainsi diminués,
- . ceci ne veut d'ailleurs pas dire que des économies d'échelle de ce type ne soient pas compensées par des coûts accrus pour d'autres postes
- . en réalité, il est très probable que l'augmentation de puissance pèse sur les coûts.

En tout état de cause, deux unités du palier N4 1450 MWe choisi par la France sont en construction à Chooz : les tranches Chooz B1 et B2.

Une tranche a été commandée début 1991 pour la centrale de Civaux.

Les difficultés rencontrées par EDF dans la mise en service du palier N4 sont décrites plus loin.

7.2. la bonne compétitivité de N4

Les responsables techniques du nucléaire français auditionnés par votre Rapporteur lors de la table ronde du 2 octobre 1991, ont exprimé leur confiance

en la compétitivité des réacteurs du palier N4 par rapport à celle des meilleurs projets étrangers.

Les projets en cours aux Etats-Unis et au Japon, dans le domaine des réacteurs évolutionnaires de puissance, sont de la même génération que le réacteur N4. Leur conception date du début des années 80 comme celle de N4.

Ainsi, la prochaine mise en service de N4 donnerait à la France le temps nécessaire pour approfondir la génération suivante, le palier N4 assurant sa compétitivité jusqu'à la fin des années 90.

C. LES ACTEURS EN PRESENCE ET LES GRANDES LIGNES DE LEUR APPROCHE DU PROBLEME DES REACTEURS A EAU LEGERE DE L'AVENIR

1. LA STRATEGIE DE FRAMATOME/NUCLEAR POWER INTERNATIONAL (NPI)

La stratégie de Framatome repose sur plusieurs éléments :

- . un choix technologique et économique : les réacteurs de puissance,
- . une réalité : le maintien d'un flux de commande minimal en France,
- . une conviction : la nécessité d'une coopération franco-allemande avec Siemens KWU au travers de Nuclear Power International (NPI).

La coopération Framatome / Siemens KWU au sein de NPI suit son chemin et permet de préciser les caractéristiques du futur produit commun.

1.1. le choix des réacteurs de puissance pour l'avenir

Il a été rappelé précédemment que la France a fait le choix des réacteurs de puissance.

Une partie du débat actuel sur les réacteurs du futur concerne la puissance des réacteurs qui ont le plus de chance d'être construits dans un futur proche.

La question est ainsi clairement posée de l'existence ou de l'absence d'un créneau nouveau constitué par les réacteurs simplifiés de puissance moyenne ou faible.

La réponse de Framatome par la voix de son Président-Directeur général, M. Jean-Claude LENY, est à cet égard très claire.

Ainsi que le rapporte Enerpresse [op.cit.], M. LENY estime que *"la fuite avant vers les petits et moyens réacteurs, présumés plus sûrs que les gros, laisse entendre que les réacteurs actuels sont périmés. C'est, explique-t-il une absurdité dangereuse et dont le seul résultat est de fragiliser le système dans son ensemble"*.

Un autre argument est mis en avant par M. LENY, celui de la compétitivité de l'énergie produite.

Pour M. LENY, [Enerpresse op.cit.], *"la marge entre nucléaire et non-nucléaire n'est pas si élevée qu'on le dit : 15 %"*.

Cette marge de compétitivité du nucléaire pour la production d'électricité pourrait même se restreindre fortement par rapport aux centrales thermiques fonctionnant au gaz naturel ou au charbon.

Par ailleurs [Nucleonics Week, op.cit.], *"un réacteur de 1000 MWe n'est pas par essence moins sûr qu'un réacteur de 600 MWe"*.

Ces trois raisons se rajoutant à celles exposées aux avantages génériques des réacteurs de forte puissance, il est donc exclu que Framatome axe sa recherche et son développement sur les réacteurs de moyenne ou faible puissance.

Lors de la table ronde organisée par votre Rapporteur, le 2 octobre 1991, le Vice-Président de NPI - filiale à 50-50 de Framatome et de Siemens -, M. Dominique VIGNON, déclare en substance (voir compte-rendu sténographique en annexe du rapport) :

- il existe à court-moyen terme un marché pour les réacteurs de 1000 MWe; il n'en existe pas pour les réacteurs de moins de 1000 MWe

- NPI "déclinera" son modèle de 1300 MWe et proposera, à partir du design initial, des réacteurs "bridés" de plus faible puissance.

1.2. une activité réduite mais réelle sur le marché national

L'année 1991 se caractérise par la livraison de 2 îlots nucléaires : Cattenom-4 et Penly-2.

Un réacteur devrait être livré en 1993 : Golfech-2. La livraison de Chooz-B1 et B2 devrait intervenir en 1995.

A l'étranger, restent en construction les deux réacteurs de Daya Bay.

Pour Framatome [118], la France aura besoin d'un réacteur par an à partir de 1995.

Ces perspectives restent en deçà des capacités de production de Framatome.

Par ailleurs, le marché correspondant peut être satisfait avec le palier N4, dont on a vu précédemment que la compétitivité est bonne. A condition toutefois que le rythme de fabrication ne baisse pas trop : construire une tranche de temps en temps revient considérablement plus cher que d'en construire beaucoup de façon continue.

La préparation de l'avenir plus lointain doit s'effectuer selon Framatome dans la continuité technique mais en coopération internationale.

1.3. la coopération franco-allemande avec Siemens pour les marchés étrangers

M. J-C LENY, Président-Directeur général de Framatome écrit dans la préface du rapport annuel du groupe pour 1990 [op.cit.] :

"une des bases de notre politique en matière nucléaire est l'association avec Siemens au sein de NPI. Les efforts déployés à l'exportation par cette société dans le monde entier n'ont pas encore abouti à un succès commercial mais on dénote une évolution positive des esprits".

1.3.1 une négociation longue et difficile pour une coopération indispensable

Ainsi que M. LENY l'a indiqué à votre Rapporteur, de fait, les pouvoirs publics en France, à partir de 1985, recommandent à Framatome de se tourner vers la RFA pour y trouver un partenariat seul susceptible d'éviter une concurrence intra-européenne suicidaire.

La concurrence risque en effet compte-tenu du ralentissement des programmes européens et de l'ouverture accrue des frontières de conduire à l'anéantissement de toute industrie nucléaire européenne. Par ailleurs, sur tous les marchés extra-européens, Framatome retrouve Siemens comme concurrent.

Siemens étant un groupe d'une taille considérablement plus grande et d'autre part capable de fournir à la fois l'îlot nucléaire et la partie conventionnelle, Framatome est tout d'abord réticent.

Puis le Gouvernement fédéral allemand donnant à Siemens la consigne symétrique de rechercher un terrain d'entente avec la France, Framatome se lance dans la négociation avec la volonté d'aboutir.

L'objet de la négociation est la création d'une filiale à 50 - 50 des deux futurs partenaires. Cette société sera intitulée NPI, Nuclear Power International.

1.3.2. la création de NPI

La première question à résoudre est celle de la répartition des marchés. Il est convenu que chacun des partenaires continuera de garder sien son marché national ainsi que ceux de ses clients antérieurs à la signature du futur accord.

La première mission de NPI est donc la commercialisation des produits actuels sur les marchés tiers.

La deuxième mission de NPI est le développement d'un produit commun et de ceux qui pourraient suivre.

La deuxième question à résoudre est celle de la répartition des travaux correspondant aux futures commandes de NPI. Après trois années de négociation et un affrontement franco-français entre Framatome et son actionnaire Alcatel-Alsthom, il est finalement convenu que Framatome aura la responsabilité de l'îlot nucléaire.

NPI doit bénéficier en tout état de cause de la notoriété et des références de deux constructeurs qui regroupés sont largement en tête du classement mondial, avec une capacité totale installée de 105 000 MWe.

NPI comprend 50 personnes fin juin 1991. 230 000 heures de travail ont été investies sur les fonds propres des deux partenaires, correspondant à une dépense de 150 millions de francs [119].

1.3.3. l'exemple de l'appel d'offres finlandais

En 1990, un appel d'offres est lancé par les deux compagnies d'électricité finlandaises TVO et IVO, pour la fourniture d'un réacteur nucléaire de grande puissance. La première étape consiste en l'élaboration de propositions financières remises en décembre 1990, la deuxième correspond à une étude conceptuelle technique du problème.

C'est NPI qui, au nom de Siemens et Framatome, répond à l'appel d'offres. Les propositions techniques sont les suivantes : des réacteurs PWR de puissance 1110 MWe ou 1380 MWe pour la centrale de Loviisa et des réacteurs BWR de même puissance pour la centrale d'Olkiluoto [120].

Les réacteurs PWR comme les BWR sont de conception allemande [121]. En effet, Siemens ayant assuré la fourniture du système de contrôle commande des réacteurs à eau pressurisée de Loviisa, il est normalement considéré que la Finlande fait partie du portefeuille de clients habituels de Siemens.

1.3.4. Siemens et Framatome, partenaires dans Skoda Energie

La coopération franco-allemande a démontré à la fois sa réalité et sa force, dans la création de la société Skoda Energie, fin novembre 1991 [122].

Une filiale tri-partite qui rassemble Siemens (57 %), Skoda (33 %) et Framatome (10%) au sein d'une nouvelle société - Skoda Energie reprend les activités énergie et construction électrique du groupe Skoda.

Ses activités seront les suivantes : équipements destinés aux centrales nucléaires ou conventionnelles, turbines à gaz, génératrices, travaux d'entretien et de modification des centrales nucléaires.

Cet accord est d'une grande importance, dans la mesure où Skoda a été le deuxième fournisseur de centrales électriques du bloc de l'Est.

Selon certains observateurs, la coopération franco-allemande a été un puissant argument face à la concurrence d'ABB et de Westinghouse. En tout état de cause, il est également établi que, pour des raisons politiques, il eût été difficile à Siemens de l'emporter s'il avait offert sa seule participation, compte-tenu des succès antérieurs de l'industrie allemande en Tchécoslovaquie.

1.4. les grandes lignes du réacteur NPI

La conception de base du réacteur NPI est achevée en juin 1991.

La première phase de l'ingénierie détaillée du réacteur doit se terminer au début 1993.

A cette date commenceront à la fois la deuxième phase de l'ingénierie détaillée et le marketing du produit commun.

Toute la démarche de NPI est calée sur un début de construction du produit commun en 1995.

1.4.1. les caractéristiques générales du réacteur NPI

Certaines des caractéristiques du réacteur NPI ne sont pas encore définies. Le processus d'harmonisation des conceptions entre Framatome et Siemens KWU est en cours et nécessite des délais d'adaptation mutuelle. On donne dans la suite des éléments sur les choix déjà arrêtés.

Le réacteur NPI est un réacteur de grande puissance, d'une puissance thermique équivalente à celle de N4, c'est-à-dire 4270 MWth. Sa puissance électrique devrait être comprise entre 1400 et 1450 MWe. C'est un réacteur évolutionnaire.

Le schéma suivant présente l'architecture générale du bâtiment réacteur et des autres bâtiments.

La surface au sol occupée par le bâtiment réacteur est supérieure de 10 % à celle de N4 et le volume de 12 %.

Le tableau ci-après présente une comparaison de quelques éléments de définition du réacteur avec les caractéristiques de réacteurs existants.

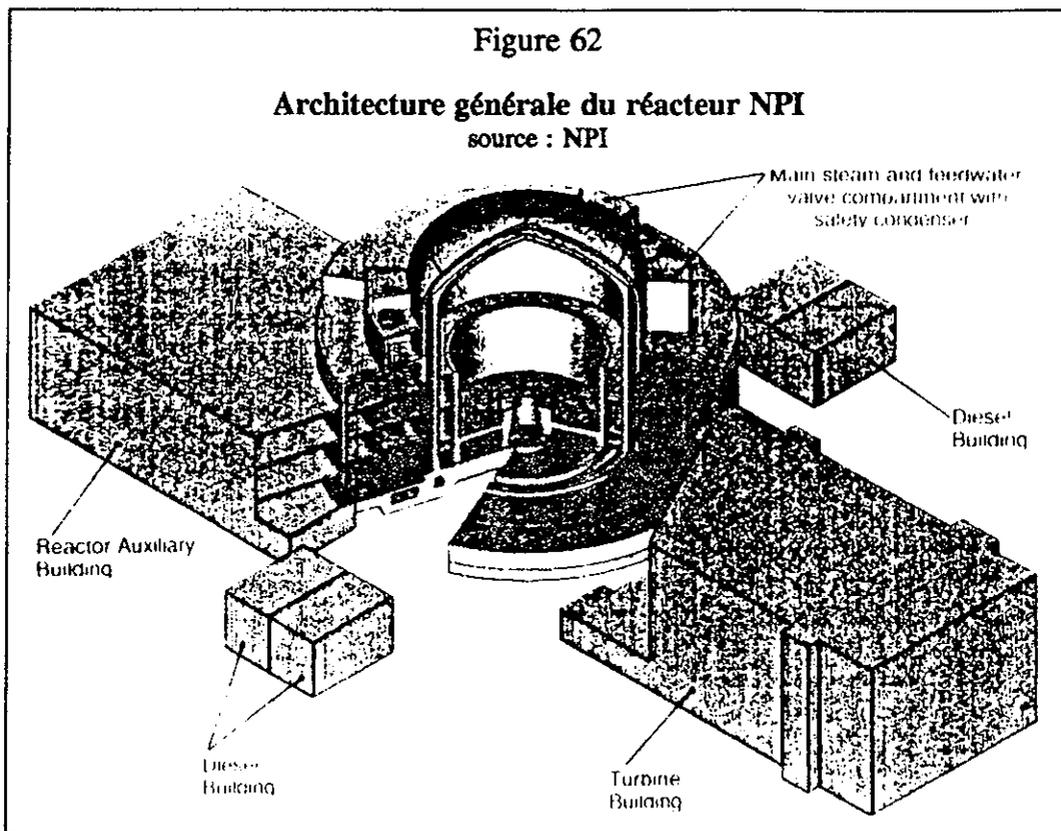


Tableau 17
Comparaison des principales caractéristiques du réacteur NPI avec des réacteurs existants
source : NPI

| | <i>Pratomex</i> | <i>Siemens</i> | <i>Starwell</i> | <i>NPI</i> |
|-------------------------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|
| Type of Plants | N 4 | CONVOY | | N P |
| Thermal power (MWth) | 4 270 | 3 782 | 3 411 | 4 270 |
| Electrical output (MWE) | 1 475 | 1 308 | 1 188 | |
| Number of loops | 4 | 4 | 4 | 4 |
| Nb of fuel assemblies | 205 | 183 | 183 | 205 |
| Type of fuel assemblies | (17 x 17) - 25 | (18 x 18) - 24 | (17 x 17) - 25 | (17 x 17) - 25 |
| Active length (cm) | 427 | 380 | | 420 |
| Total F.A. length (cm) | 480 | 483 | 408 | 480 |
| Linear heat rate (W/cm) | 179 | 183 | 178 | 183 |
| Nb of control rods | 73 | 61 | 83 | |
| Total flowrate (km ³ /h) | 96,00 | 90,8 | 93,2 | - 100 |
| Vessel outlet temp. (° C) | 328,0 | 328,1 | 323,4 | ≤ 328 |
| Δ T (° C) | 37,5 | 34,9 | 31 | |
| S.G. : heat exch. surf. | 7 306 | 8 400 | 8 110 | |
| Steam pressure (bar) | 72,5 | 84,5 | 89 | 70 |

La durée de vie visée pour le réacteur NPI est 60 ans - soit un allongement important par rapport aux réacteurs actuels [123].

Le réacteur est conçu de manière à ce que la dose collective annuelle soit inférieure ou égale à 1 Sievert-homme.

Le réacteur doit atteindre un taux de disponibilité important, se caractériser par une exploitation aisée et pouvoir s'adapter aux impératifs des exploitants.

Le réacteur est conçu pour être exploité dans des zones géographiques tempérées, avec une tenue au séisme de 0,3 g et raccordé à un réseau réclamant un suivi de charge - rampes normales de 2% par minute et rapides de 5% - et une correction automatique ou commandée à distance de fréquence de + 7 à - 8%.

Les concepteurs du réacteur NPI prennent comme référence de coûts d'investissement, les produits nucléaires existants et les centrales thermiques fonctionnant au charbon importé.

1.4.2. les caractéristiques de sûreté du réacteur NPI

L'objectif est de parvenir à une sûreté accrue par rapport aux réacteurs existants - français : P4 et N4 ou allemand : Konvoy -, à la fois dans des conditions normales d'exploitation et dans des conditions accidentelles [NPI, op.cit.].

Les orientations de base prises par les concepteurs du réacteur NPI sont les suivantes :

- renforcement du concept de défense en profondeur
- prise en compte des conséquences de la fusion de cœur comme 4ème niveau de la défense en profondeur
- utilisation des études probabilistes de sûreté

. le renforcement des barrières de confinement

Au niveau de la première barrière de confinement, NPI a engagé des études devant conduire à un renforcement de la tenue des gaines, à la fois dans des conditions normales d'utilisation et dans des conditions accidentelles. Dans le second cas, l'amélioration visée est obtenue d'une manière indirecte, grâce à l'amélioration de l'injection de sécurité et à la suppression des transitoires de réactivité dommageables pour le combustible.

Le renforcement de la cuve et du circuit primaire (deuxième barrière) est obtenu d'une part par un meilleur design et un meilleur matériau pour la cuve et le circuit de refroidissement, et, d'autre part, par une meilleure régulation de l'ouverture des soupapes de sûreté.

La troisième barrière de confinement (enceinte) voit son efficacité augmentée par des marges de dimensionnement plus importantes, une résistance aux fuites accrues et une prévention de bypasses comme la rupture des tubes des générateurs de vapeur, comme les systèmes d'interface et par la conception d'ensemble.

la stratégie de prévention des incidents et accidents

Une des bases de la stratégie de sûreté pour NPI est la minimisation des évènements initiateurs grâce à plusieurs types de dispositions :

- un design tolérant
- les marges de dimensionnement des principaux composants
- un délai dit de grâce ou de réflexion porté à 30 minutes
- une séparation précise des fonctions.

NPI met également l'accent sur la prévention des défauts de mode commun au niveau des risques sismiques, d'incendie et d'inondation.

Il est prévu que la maintenance des systèmes de sûreté du réacteur à l'arrêt puisse être effectuée lorsque ces systèmes ne sont pas nécessaires.

Enfin, la capacité des systèmes de refroidissement d'urgence est suffisante pour laisser un délai d'intervention de 24 heures, alors que la perte de toute alimentation extérieure du site peut être assumée sans conséquence pendant 72 heures.

1.5. une stratégie complémentaire : les études menées sur le réacteur convertisseur à variation de spectre - RCVS

Les réacteurs convertisseurs à variations de spectre (RCVS) constituent une voie de diversification des réacteurs à eau légère intégrant les contraintes de la gestion du cycle du combustible.

Ce concept est relativement ancien. Les études ont commencé dans les années 60 aux Etats-Unis sous l'action du Department of Energy, dans les laboratoires nationaux de Battelle et de Knolls. Parmi les constructeurs ayant exploré la voie des réacteurs RCVS figurent Babcock & Wilcox et Siemens. Le seul constructeur étranger se livrant à des études sur le concept RCVS est Mitsubishi Heavy Industries autour du réacteur APWR.

A l'heure actuelle Framatome a repris en France les études de manière à être en mesure à moyen terme de proposer une solution pour l'utilisation d'éventuels stocks de plutonium et pour l'incinération des actinides [J-P MILLOT, op.cit.].

1.5.1. données techniques élémentaires sur les réacteurs RCVS

La seule différence entre le réacteur RCVS étudié par Framatome et un réacteur à eau légère pressurisée provient du combustible et en conséquence des caractéristiques du cœur.

Deux types de coeur ont été étudiés par Framatome, selon le type de combustible utilisé : uranium ou MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium).

Dans les deux cas, les assemblages-combustible diffèrent des assemblages classiques en ce qu'ils comprennent 36 tubes guides destinés à recevoir soit les crayons absorbants des grappes de contrôle - pour un tiers des assemblages-combustible d'un même coeur - soit les grappes fertiles permettant la variation de spectre neutronique - pour les deux tiers des assemblages restants-.

Autre caractéristique distinctive, les assemblages uranium, dans le cas d'un coeur uranium, possèdent des tubes d'eau qui permettent d'obtenir le rapport de modération souhaité.

Le coeur plutonium comprend quant à lui des éléments de couverture radiale initialement en uranium appauvri et ayant un rapport de modération plus faible que l'élément fissile, placés en périphérie afin d'améliorer le rendement en plutonium.

Le principe du fonctionnement est le suivant : en début de cycle lorsque la réactivité est suffisante, des grappes fertiles sont insérées pour réduire le rapport de modération et améliorer l'économie de la matière fissile.

Elles sont progressivement extraites au fur et à mesure de l'épuisement du coeur en fonction des besoins de réactivité.

1.5.2. les réacteurs RCVS, réponse de Framatome aux contraintes de la gestion du cycle du combustible

Les configurations d'utilisation du réacteur RCVS sont multiples et adaptables aux contraintes de la gestion du cycle du combustible.

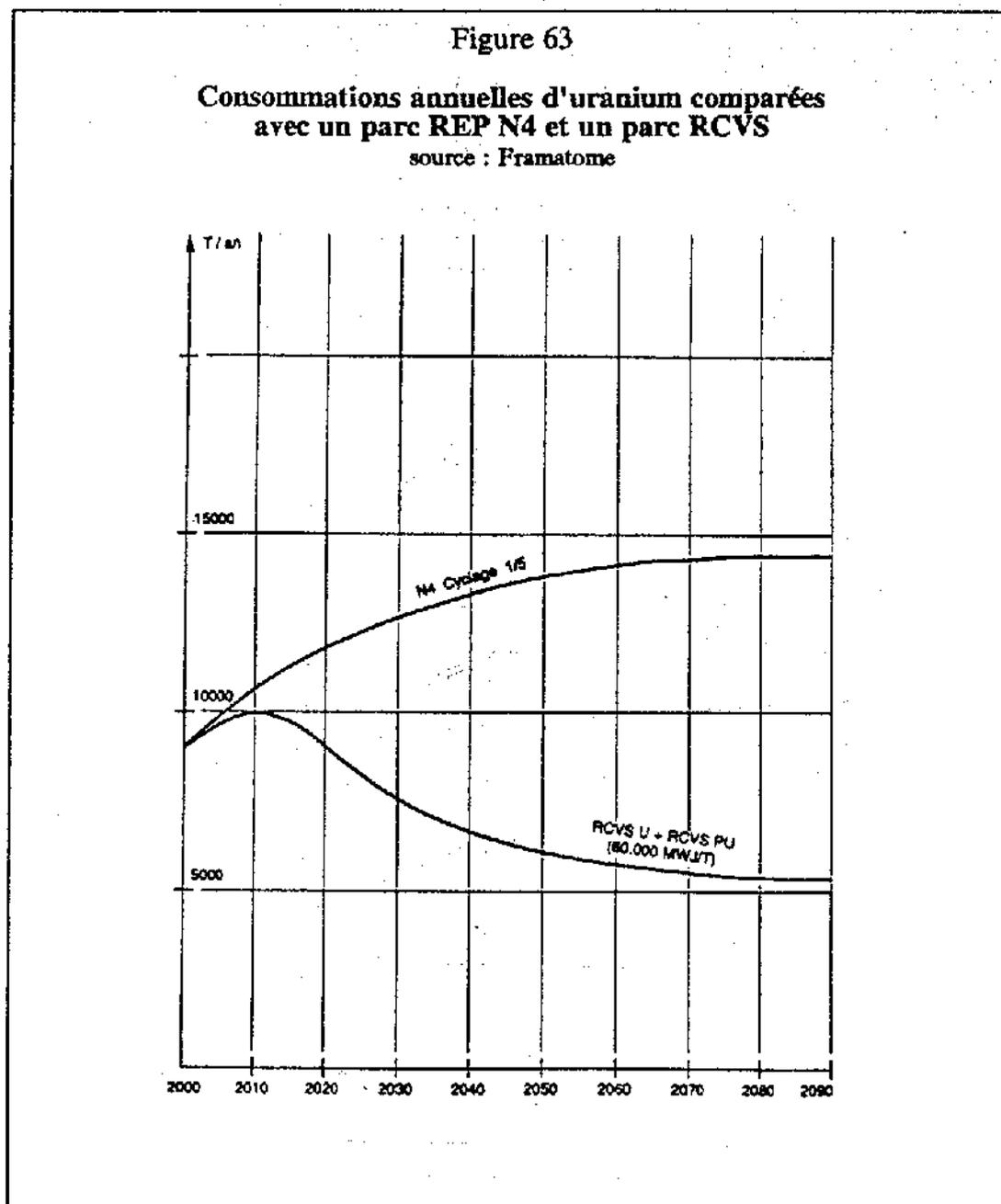
En premier lieu, ainsi qu'il a été dit, le RCVS peut utiliser le combustible MOX à 100 %. Dans cette hypothèse, le RCVS sert à brûler le plutonium obtenu à l'issue du retraitement, ce qui peut présenter deux avantages:

- l'atténuation très forte du problème posé par l'absence de débouchés pour le plutonium, compte-tenu du retard de la filière rapide
- l'utilisation économique et rentable du plutonium, produit obligé du retraitement.

Les premiers résultats des calculs de Framatome sont présentés dans les figures suivantes.

On suppose en premier lieu que les réacteurs actuels commencent à être remplacés en 2005 à une cadence de 2 GWeI/an par des RCVS fonctionnant à l'uranium et d'autres au plutonium. Avec un parc d'environ 45 % de réacteurs RCVS plutonium et 55 % de réacteurs RCVS uranium, le stock de plutonium français devient constant.

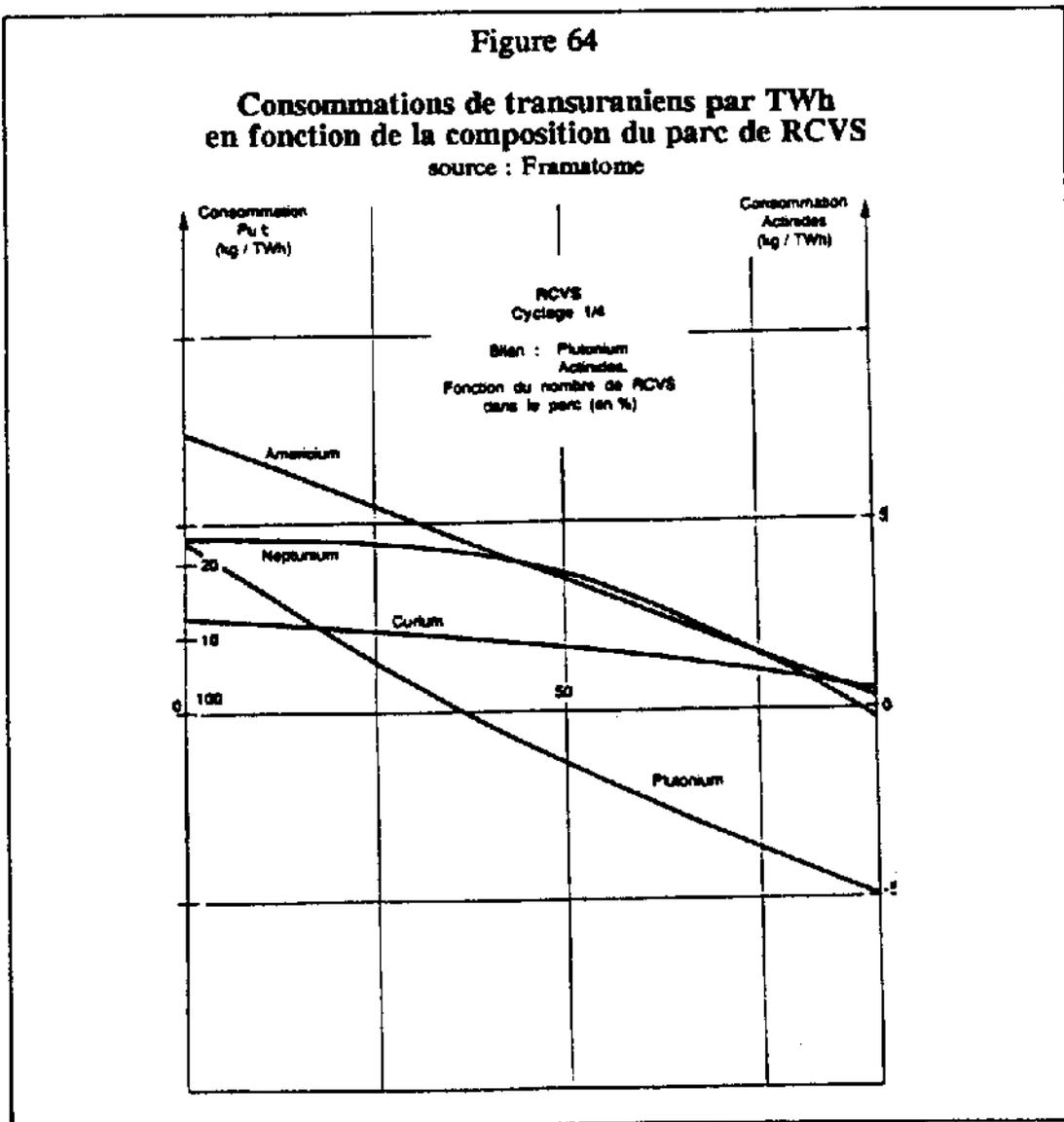
En outre, grâce à l'utilisation de réacteurs RCVS fonctionnant à l'uranium et au plutonium avec des taux d'irradiation importants (60 000 MWj/t), il est possible de diminuer sensiblement la consommation d'uranium naturel par rapport à ce qu'elle serait avec les seuls réacteurs N4 même cyclés à 1/5ème de coeur.



Mais le réacteur RCVS peut à l'inverse être utilisé comme surgénérateur. Dans cette configuration, le RCVS produit davantage de plutonium qu'il n'en consomme. C'est d'ailleurs dans cette configuration que les études sur le RCVS avaient démarré dans les années 60.

Enfin, le RCVS peut être utilisé non seulement comme "brûleur" de plutonium mais aussi comme incinérateur d'actinides mineurs.

Les premiers calculs faits par Framatome montrent qu'utilisé comme incinérateur de plutonium et d'actinides, le réacteur RCVS peut détruire par TWh, 22 kg de Pu et 13 kg d'actinides mineurs. La figure suivante montre l'évolution des consommations nettes de plutonium et d'actinides mineurs en fonction de la composition du parc de réacteurs RCVS : à droite 100 % de réacteurs RCVS plutonium et à gauche 100 % de réacteurs RCVS uranium.



Ces potentialités très étendues du réacteur RCVS en fondent tout l'intérêt. Elles demandent à être vérifiées en pratique.

En tout état de cause, ainsi que cela sera exposé dans la suite, il paraît indispensable à votre Rapporteur d'intégrer dans les réflexions sur les

réacteurs du futur les contraintes de la gestion du cycle du combustible et à cet effet de poursuivre toutes les recherches nécessaires sur les différents types de combustibles et de coeurs associés, et en particulier sur les réacteurs RCVS.

2. LA STRATEGIE D'EDF

Dans un domaine stratégique, il n'est pas souhaitable pour un acteur que ses intentions soient connues de ses partenaires et de ses concurrents.

On comprend donc que les informations données à votre Rapporteur ne soient pas exemptes d'ambiguïté ou d'imprécision. Elles sont toutefois présentées dans la suite.

2.1. le palier N4

Aucune tranche du palier N4 n'est pour le moment entrée en fonctionnement.

En tout état de cause, EDF rencontre des difficultés liées non pas au problème de la puissance mais au choix d'améliorer sensiblement les systèmes électroniques de contrôle et de commande.

2.1.1 le retard du système centralisé de contrôle et de commande

La définition du palier 1450 MWe dit N4 s'est accompagnée d'une tentative de mise au point d'un système informatique de contrôle et de commande centralisé, le système Controbloc P20, développé par la société Cegelec du groupe CGE.

Ce système P 20 présente la caractéristique de comprendre une colonne vertébrale informatique, centralisant les flux d'informations [124].

Le P20 comprend donc des systèmes d'acquisition de données, de traitement de celles-ci au moyen de microprocesseurs 32 bits à architecture parallèle Transputer de la société franco-italienne SGS-Thomson et d'acheminement des données sur des réseaux locaux et un bus central en recourant à la technique de multiplexage qui évite la multiplication des câbles de liaison [125].

Le système P20 transmet les informations pertinentes à trois autres systèmes informatiques :

- le système de protection et de sûreté des turbo-alternateurs,

- le système de protection du réacteur, et, enfin,
- le système d'affichage des données pour les opérateurs [126].

Fin décembre 1990, compte-tenu des retards accumulés dans le développement de ce système, et, en l'absence de perspectives de rattrapage de ce retard, EDF abandonne le nouveau système d'acquisition, de traitement et de transfert de données pour le palier N4 [127].

Ainsi disparaît l'une des originalités importantes du palier N4, à savoir un nouveau concept d'acquisition et de traitement des données concernant la conduite du réacteur.

Le système présentait l'avantage d'être très évolutif et de permettre des développements d'automatisation ultérieurs.

Une question subséquente est de savoir si le système d'affichage par écran cathodique développé par Semagroup peut encore être utile.

Les conséquences de ce revirement dont la responsabilité semble partagée entre le donneur d'ordre et le fournisseur, sont la concrétisation d'un retard supplémentaire pour le démarrage de Chooz B-1 et donc des coûts supplémentaires très lourds pour EDF et pour le fournisseur.

2.1.2 les solutions retenues

Selon la presse, EDF devait mettre à l'étude pendant le premier semestre 1991 les différentes solutions de remplacement.

La première possibilité consiste en la reprise pure et simple des dispositifs en vigueur pour les tranches du palier N4, comme Cattenom et Paluel.

La deuxième possibilité consiste en le sauvetage d'une partie des investissements réalisés, soit un système P20 simplifié, reposant sur des systèmes d'acquisition de données éprouvés par ailleurs.

D'après les informations données à votre Rapporteur par l'exploitant [P. BACHER, op.cit], la solution qu'EDF s'approprierait à choisir permettrait de conserver l'architecture prévue initialement, à condition de changer certains composants.

Lorsque la situation sera rétablie, le système de contrôle-commande devrait être largement en avance sur tous les autres systèmes.

Selon EDF [P. BACHER, op.cit.], la France garderait son avance dans le contrôle-commande. Le nouveau système de contrôle-commande de N4 devrait être opérationnel en 1995 et celui développé par Toshiba pour le réacteur bouillant ABWR devrait l'être en 1996-1997.

2.2. le programme REP 2000

Selon EDF, le programme REP 2000 désigne "des activités de projet ou d'évaluation, le plus souvent thématiques, destinées à définir un cahier des charges, dans le domaine des réacteurs à eau pressurisée devant être mis en service au début du siècle prochain" [EDF op.cit.].

2.2.1. les objectifs de sûreté de REP 2000 :

EDF affiche deux objectifs majeurs pour le ou les produits devant être définis à l'issue du processus [EDF, op.cit.].

Le premier objectif est d'améliorer encore le niveau de sûreté dans la continuité des paliers antérieurs et en prenant en compte le retour d'expérience de conception, de construction et d'exploitation.

Le deuxième objectif est de maîtriser les coûts afin de conserver la compétitivité du nucléaire vis-à-vis des autres moyens de production (charbon, gaz) afin d'en faire bénéficier le consommateur.

Les moyens d'atteindre ces objectifs sont identifiés de la manière suivante :

- la diminution de la probabilité de risque de fusion du coeur à la lumière des études probabilistes effectuées sur les paliers précédents, par des études de modifications des systèmes
- la prise en compte dès la conception de situations non considérées jusqu'ici, et notamment les accidents graves
- le renforcement du confinement

2.2.2. le contexte industriel recherché par EDF :

Pour EDF, la dimension européenne du choix des réacteurs nucléaires du futur est capitale. En premier lieu, les solutions techniques devront favoriser l'harmonisation européenne sur le plan de la sûreté.

Par ailleurs, EDF s'attache à obtenir une harmonisation des besoins des producteurs d'électricité par la définition d'un cahier des charges commun, comprenant notamment des objectifs de sûreté.

Pour ce travail d'harmonisation, EDF privilégie clairement les producteurs d'électricité allemands, l'objectif étant de promouvoir un concept unique.

EDF, bien que recherchant en priorité une coopération avec les compagnies d'électricité allemandes, a toutefois élargi en 1990 son réseau d'alliances à l'Espagne (Unesa), à la Grande Bretagne (Nuclear Electric), à la Belgique (Tractebel) et à l'Italie (ENEL).

Une telle stratégie à l'évidence présente un grand intérêt théorique. D'une part, elle permet de mieux connaître les marchés étrangers et en particulier le marché allemand dans la perspective de s'y présenter comme producteur d'électricité mais aussi comme fournisseur de solutions techniques.

D'autre part elle permet d'augmenter le pouvoir de négociation d'EDF - et des compagnies d'électricité allemandes plus morcelées - vis-à-vis des constructeurs.

A cet égard, EDF a indiqué à votre Rapporteur que :

"l'intention d'EDF et des électriciens allemands intéressés est de définir en commun l'îlot nucléaire des tranches futures à construire dans chacun des deux pays, en s'appuyant largement sur la synergie résultant de la création de NPI.

L'organisation à mettre en place tant du côté du maître d'ouvrage que des industriels est en cours de définition. Une fois défini l'îlot nucléaire, EDF commanderait la chaudière nucléaire comme elle le fait actuellement, à Framatome ou à NPI".

Le renforcement de sa latitude d'action vis-à-vis de ses fournisseurs et en particulier du constructeur de la chaudière nucléaire semble un souci permanent d'EDF.

L'orientation industrielle d'EDF telle qu'elle a été formulée à votre rapporteur est la suivante :

"pour exercer pleinement sa responsabilité en matière de sûreté et de garder la maîtrise des coûts, EDF, exploitant et ensemble, entend conserver les principes actuels, tant au niveau de la conception (implication très forte dans le choix des options techniques fondamentales) que de la réalisation (lotissement des marchés pour maîtriser le contexte technico-commercial) [EDF, op.cit.].

EDF a indiqué à plusieurs reprises, notamment à votre Rapporteur, qu'il ne voulait plus se trouver dans la situation de se voir imposer des solutions techniques qui n'auraient pas son agrément, dicté par ses besoins actuels ou futurs tels qu'il les identifie lui-même.

Le programme REP 2000 participe clairement de cette démarche.

2.2.3. L'organisation et l'état d'avancement actuels

La phase préliminaire de REP 2000, lancé en 1986, s'est déroulée en interne uniquement. Deux questions majeures ont été traitées : d'une part l'estimation des besoins du réseau et l'évaluation des performances des tranches actuelles à l'horizon 2010, d'une part les évolutions de conception par rapport à N4 [EDF op.cit.].

La phase actuelle se développe dans trois domaines : des réflexions sur des sujets transverses comme la sûreté, un processus de sélection d'options de projet et une tâche d'évaluation de concepts étrangers.

Les réflexions sur les sujets transverses sont menées par des groupes de travail et portent sur des sujets comme:

- la sûreté
- l'insertion des réacteurs dans le réseau électrique
- les codes de calcul et les normes
- le cycle du combustible.

Le processus de sélection d'options de projet est intitulé RBP 2000/N4+. Il doit aboutir à la fin 1992 sur un choix d'options de base.

L'évaluation de concepts nouveaux de réacteurs consiste en la participation aux travaux de l'EPRI aux Etats-Unis et de JAPCO au Japon.

2.2.4. estimation des moyens engagés par EDF pour la préparation des réacteurs du futur

Avec les réserves d'usage concernant ce type d'estimation, il semble que d'après les indications données à votre Rapporteur, EDF effectue les dépenses suivantes dans le domaine des études et recherches :

- 400 millions de F représentant la "rémunération-subvention" au CEA
- 400 millions correspondant au budget de la Direction Etudes et Recherche de la Direction de l'Equipement, dont 200 millions pour les réacteurs à eau pressurisée; ces dépenses sont essentiellement des dépenses en personnel et en ressources informatiques.

3. L'ACTION DE L'AUTORITE DE SURETE

Selon les textes en vigueur, l'autorité de sûreté n'est astreinte ni à coordonner ni à impulser les efforts de opérateurs du nucléaire en vue de préparer les réacteurs du futur.

Il n'existe en effet - et c'est normal et explicable - aucune disposition réglementaire prévoyant une autorisation de l'administration pour définir un concept de réacteur appelé à entrer en service des années plus tard.

L'action de l'autorité a donc consisté en une initiative visant une expression plus claire des objectifs des différentes parties prenantes : l'autorité de sûreté elle-même, l'exploitant et les industriels.

3.1. l'initiative de la DSIN

Ainsi qu'il l'a indiqué à votre Rapporteur lors de la table ronde du 2 octobre [128], si le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires a initialisé une démarche d'information mutuelle, c'est qu'il sentait bien que des dangers commençaient à poindre du fait du caractère informel du cadre dans lequel se

sont déroulées jusqu'au milieu de cette année, les réflexions de l'exploitant et des industriels.

Le point de rencontre des intentions des uns et des autres est, selon les textes en vigueur, l'examen du rapport préliminaire de sûreté. Or celui-ci ne devrait s'effectuer que d'ici 3 à 7 ans, selon les projets formulés par les différents intervenants.

Si aucune concertation n'était mise en place, il se pourrait que l'on arrive à un désaccord à cette date, d'où des retards considérables dans la progression vers des réacteurs nouveaux.

C'est pourquoi la DSIN a fait parvenir une lettre à chacun des partenaires du nucléaire français, en date du 29 mai 1991, exposant les idées force et les objectifs qui selon elle sont importants pour la définition des réacteurs du futur.

Ces objectifs sont évidemment des objectifs de sûreté et sont détaillés dans la section ci-dessous.

3.2. le calendrier du processus de concertation et les étapes à franchir selon la DSIN

Les réactions des interlocuteurs de la DSIN lui sont parvenues en septembre 1991 [DSIN, op.cit.].

Les dossiers ont été transmis à l'IPSN qui a reçu pour mission de les analyser du point de vue de l'autorité de sûreté.

Le rapport de l'IPSN devrait être achevé en janvier 1992. Le Groupe permanent "réacteurs" serait appelé ensuite à communiquer son avis à la DSIN. Une consultation du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (CSSIN) aurait ensuite lieu.

Ainsi selon la DSIN [op.cit.], la définition des grands objectifs de sûreté pour les réacteurs du futur pourrait au total être terminée dans le courant de l'année 1992. Le dossier devrait comprendre les options générales et les options de sûreté.

Pour la suite du processus, il est possible d'imaginer qu'ultérieurement, à l'instar de la pratique suivie pour les paliers 900, 1300 et 1400 MWe, une lettre d'orientation soit adressée par le ministre de l'industrie à Electricité de France, lui indiquant quelles seraient les obligations et caractéristiques principales de sûreté à appliquer aux futures tranches nucléaires.

Au demeurant et au delà de la procédure formelle de consultation qu'elle a lancée, la DSIN est par ailleurs représentée dans les différentes instances internes mises en place à EDF pour parachever la définition des objectifs de l'exploitant.

Le pronostic de la DSIN est que la concertation est en bonne voie.

4. L'ACTION DE L'IPSN, SOUTIEN TECHNIQUE DE L'AUTORITE DE SURETE

Selon les indications données à votre Rapporteur [129], l'action de l'IPSN comporte dans le domaine des réacteurs du futur, deux volets qui sont étroitement associés :

"- un volet de recherche et développement, orienté essentiellement vers l'acquisition de connaissances générales permettant de progresser en matière de sûreté et l'exécution, en tant que de besoin, d'études propres, utiles pour asseoir l'indépendance de jugement nécessaire à l'analyse de sûreté

- un volet d'analyse de sûreté, dans lequel l'IPSN donne un avis sur les dispositions de sûreté proposées par les exploitants ou les constructeurs, ou plus généralement fait des propositions en vue d'améliorer la sûreté".

4.1. la recherche sur la connaissance des phénomènes physiques

Les actions de recherche conduites par l'IPSN pour mieux connaître des phénomènes physiques se situent pour la quasi totalité d'entre elles dans le cadre de collaborations internationales.

L'IPSN distingue trois catégories de recherches à cet égard.

La première catégorie est constituée par les expérimentations analytiques, qui servent à développer des modèles utilisés dans des codes de calcul. Les domaines couverts sont entre autres les suivants :

- le comportement physique et le refroidissement d'un coeur dégradé
- le refroidissement du corium et son interaction avec l'eau et le béton
- le comportement du confinement : stratification de l'hydrogène, effets d'une explosion d'hydrogène
- les caractéristiques des produits de fission et matériaux de structure émis par le combustible irradié porté à haute température
- les phénomènes de dépôt et de remise en suspension des produits de fission dans le circuit primaire et l'enceinte de confinement.

L'objectif est le développement d'un ensemble homogène de codes de calcul dénommé ESCADRE, destiné à améliorer la connaissance des accidents graves et à mieux lutter contre leurs effets.

4.2. les études globales

La deuxième catégorie de travaux menés par l'IPSN est constituée des expérimentations globales qui visent à valider les codes de calcul élaborés sur la base des expérimentations analytiques, pour aboutir à une estimation la plus réaliste possible des relâchements de produits radioactifs selon le scénario considéré.

Dans le domaine du relâchement de produits de fission, il s'agit essentiellement du projet PHEBUS-PF (Produits de Fission) qui nécessite une modification en cours du réacteur Phébus implanté à Cadarache. Ce projet d'un budget global d'un milliard de francs, est mené dans un cadre international et devrait déboucher sur un premier essai à la fin 1992.

Les expérimentations concernant les mesures à prendre en cas de contamination extérieure au site constituent la troisième catégorie d'actions de recherche menées par l'IPSN. Il s'agit principalement du programme RESSAC, qui est en cours.

5. L'ACTION DU CEA

5.1. les recherches du CEA pour les réacteurs à eau légère du futur

L'activité du CEA dans le domaine des réacteurs à eau légère comprend trois grands domaines : l'amélioration des connaissances de base, une contribution à la recherche et développement appliquée et l'exploration de concepts prometteurs sur des aspects particuliers [130].

5.1.1. l'amélioration des connaissances de base

L'amélioration des connaissances de base est une activité bien évidemment permanente au CEA, y compris dans le domaine des réacteurs à eau légère. Cette démarche naturelle pour un organisme de recherche voit son importance accrue par les exigences de la sûreté.

Parmi les thèmes d'étude explorés par le CEA dans ce domaine, la neutronique et la thermohydraulique du cœur avec extension de la part du MOX dans les assemblages combustibles, la thermohydraulique accidentelle, le comportement du combustible sous irradiation étendue, l'utilisation de poisons consommables à la place du bore.

5.1.2. la R & D appliquée en appui des projets des constructeurs et de l'exploitant

Cette partie du travail du CEA est encore très réduite. D'après celui-ci, le constructeur et l'exploitant n'ont pas encore défini avec suffisamment de précision les tests à effectuer.

5.1.3. l'exploration de concepts prometteurs

La prise en compte des accidents sévères est une nécessité aujourd'hui pour faire progresser la sûreté (voir section suivante). Le CEA s'intéresse ainsi

à l'évolution du coeur dans ces situations: constitution et écoulement du corium, étude du refroidissement du corium et de la rétention des produits radioactifs par la masse du corium.

Un autre axe de cette exploration de concepts nouveaux est constitué par les études sur le combustible.

Le CEA étudie ainsi les structures de combustible qui pourraient assurer la rétention des produits de fission. Il étudie également la possibilité de définir des combustibles fonctionnant à des températures plus basses que les actuelles. Enfin, la rétention du césium fait l'objet de deux types d'études : d'une part dans le combustible lui-même et d'autre part dans l'enceinte de confinement, grâce à des dispositifs de piégeage.

5.2. un effort d'ampleur budgétaire limitée

Les indications budgétaires permettant de cerner l'effort du CEA dans le domaine des réacteurs à eau légère du futur résultent d'une part du rapport annuel du CEA, avec les difficultés d'interprétation d'usage, et, d'autre part des informations données à votre Rapporteur, lors de la table ronde sur les réacteurs du futur qu'il a organisée le 2 octobre 1991.

5.2.1. les indications du rapport d'activité du CEA

Le montant des dépenses faites par le CEA pour le suivi des réacteurs nucléaires et la préparation de l'avenir est de 978 millions de F, d'après le rapport d'activité du CEA pour 1990 [op.cit.].

D'après la ventilation données, les dépenses consacrées aux réacteurs nucléaires se répartissent de la manière suivante :

- 52 %, soit 505,96 millions de F pour les réacteurs à eau
- 32 % soit 312,96 millions de F pour les réacteurs à neutrons rapides
- 8 % soit 78,24 millions de F pour les innovations relatives aux réacteurs du futur
- 6 % soit 58,68 millions de F pour les services et obligations des programmes nucléaires
- 2 % soit 19,56 millions de F pour les autres réacteurs.

Ainsi, selon la nomenclature du CEA, si l'on rapporte les dépenses correspondantes à l'ensemble des dépenses du CEA, soit 20,608 milliards de F, l'on trouve les ratios suivants :

- 2,46 % pour les réacteurs à eau
- 1,52 % pour les réacteurs à neutrons rapides
- 0,38 % pour les innovations pour les réacteurs du futur
- 0,28 % pour les services et obligations des programmes nucléaires
- 0,09 % pour les autres réacteurs.

Pour estimer la participation totale du CEA à la préparation des réacteurs du futur, une première méthode - certes réductrice - peut consister à utiliser le

seul poste "innovations pour les réacteurs du futur", ce qui conduirait au résultat de 0,38 % des dépenses totales affectées à la préparation de l'avenir des réacteurs nucléaires du futur.

On peut à l'inverse considérer que la totalité des dépenses classées sous la rubrique réacteurs du futur est à prendre en compte, ce qui conduit au chiffre de 4,75 % des dépenses totales. Et l'on pourrait également convenir de prendre en compte d'autres postes, comme la totalité des dépenses de protection et de sûreté nucléaire, soit 815 millions de F en 1990.

Auquel cas, le chiffre total au sens large représente environ 1,793 milliard de F, soit 8,7 % du total des dépenses.

En réalité, il est difficile d'évaluer la part que prend le CEA dans la préparation de l'avenir des réacteurs à eau légère.

5.2.2. *l'estimation transmise à votre Rapporteur*

En réponse à une question de votre Rapporteur, lors de l'audition du 2 octobre 1991, l'un des représentants du CEA a indiqué que 100 millions de F - dépenses en personnel comprises - sont consacrés par le CEA aux innovations sur les réacteurs à eau pressurisée de l'avenir [CEA, op.cit.].

Selon l'un des intervenants du CEA [131], les dépenses faites pour l'analyse des projets étrangers seraient de 100 millions de F, avec une équipe de 10 personnes. Faut-il en conclure que le CEA se spécialise sur l'observation des projets étrangers ?

5.2.3. *la nécessité de plus de clarté et d'un effort plus soutenu*

Votre Rapporteur souhaite faire deux remarques à cet égard :

- il serait utile de pouvoir disposer de chiffres précis concernant l'effort du CEA pour la préparation de l'avenir des réacteurs à eau pressurisée
- si le chiffre de 100 millions pour les dépenses d'innovation pour les réacteurs du futur - soit 0,49 % des dépenses totales - était confirmé, il conviendrait de déterminer si l'effort principal de préparation de l'avenir pour les réacteurs à eau pressurisée doit être fait en dehors du CEA, tant le montant de 100 millions de F semble peu en rapport avec les enjeux actuels de sûreté et de concurrence dans le domaine des réacteurs à eau pressurisée.

On peut se demander à cet égard si ne peut s'appliquer aux réacteurs du futur l'opinion exprimée par M. Christian BATAILLÉ à propos de la gestion des déchets nucléaires [op.cit.], selon laquelle *"il faut rappeler fermement au CEA qu'avant de rechercher à se diversifier dans les biotechnologies, la robotique ou l'électronique et bien d'autres choses, il doit faire le travail pour lequel il a été créé (...)."*

D. LES CHOIX DE SURETE POUR LES REACTEURS A EAU LEGERE DE L'AVENIR : DIVERGENCES ET POINTS D'ACCORD

1. RETOUR D'EXPERIENCE ET SAUTS TECHNOLOGIQUES

1.1. l'accord sur la nécessité d'utiliser le retour d'expérience

Grâce à la prédominance des réacteurs à eau légère à travers le monde, une expérience de milliers d'années réacteur est disponible aujourd'hui.

La France a quant à elle accumulé des centaines d'années réacteur dans le domaine des réacteurs à eau pressurisée.

Ce patrimoine d'expérience ne peut pas ne pas être utilisé. Un accord unanime se trouve en France sur ce point.

La position de l'IPSN telle qu'elle a été transmise à votre Rapporteur, mérite d'être citée : une des voies de progrès pour la prochaine génération de réacteurs est la suivante [IPSN, op.cit.] :

" utiliser au maximum le retour d'expérience des réacteurs en cours d'exploitation ou de construction, qui est une source importante d'enseignements et donc de progrès dans le domaine de la prévention des incidents et accidents. Ceci implique que la prochaine génération de réacteurs en France continue la politique de paliers mise en oeuvre jusqu'à présent et incorpore des évolutions par rapport aux réacteurs actuels "

En premier lieu, ceci exclut le choix d'une autre filière que celle des réacteurs à eau légère pour la plus grande partie du parc en installation.

En second lieu, ceci exclut a priori pour notre pays une évolution vers les réacteurs à eau bouillante BWR, encore qu'EDF convienne que les nouveaux modèles de réacteurs BWR semblent aujourd'hui avoir comblé leur retard sur les REP en matière de sûreté [P. BACHER, op.cit].

En troisième lieu, l'IPSN indique que la politique de paliers doit être poursuivie, chaque palier devant se caractériser par rapport au précédent par une évolution technique majeure.

1.2. continuité ou saut technologique

La problématique du degré nécessaire d'innovation pour les réacteurs du futur est centrale dans le choix technologique à effectuer.

Il est un fait incontestable, c'est que le programme électronucléaire français centré autour des réacteurs à eau pressurisée présente une continuité exemplaire. Selon la DSIN [M. LAVERIE, op.cit.], *"il n'y a même jamais eu de saut technologique à l'occasion du passage d'un palier au suivant"*.

Pour la DSIN, la situation actuelle constitue l'occasion unique de faire un saut technologique significatif. Le palier N4 en effet démarre. Il correspond à une conception du début des années 80 et, compte-tenu du ralentissement des programmes électronucléaires dans le monde et de la baisse d'activité corrélative des constructeurs, le palier N4 garde une réserve de compétitivité.

Pour la DSIN, il faut donc faire un saut technologique.

A l'opposé de cette approche, EDF manifeste une grande prudence. EDF a clairement indiqué à votre Rapporteur, lors de la table ronde du 2 octobre 1991, qu'il entendait rester dans le *"mainstream"* international.

L'exploitant garde le souvenir de l'isolement du nucléaire français lorsqu'au début des années 1970, la filière UNGG (uranium naturel-graphite-gaz) représentait une voie nationale à l'écart des grandes évolutions mondiales qui ont vu prédominer la filière des réacteurs à eau légère.

"Plus jamais ça" telle est en substance la position d'EDF. L'exploitant veut bien participer à l'élaboration de nouveaux concepts et à l'émergence d'un courant de pensée mais ne veut en aucun cas être isolé des options dominantes dans le monde.

Il est clair que cette position entraîne comme conséquence la participation à des groupes de travail internationaux et à des recherches en coopération.

L'harmonisation des orientations de l'autorité de sûreté et de l'exploitant impose un renforcement de la coopération internationale et de la participation française, dans les domaines des innovations pour les réacteurs du futur.

2. LES CHOIX METHODOLOGIQUES

L'expérience de maints projets industriels montre que des choix de principe, situé très en amont de la conception détaillée, peuvent décider de la viabilité et de la compétitivité d'une réalisation.

C'est pourquoi il paraît important non seulement à toutes les parties prenantes mais également à votre Rapporteur que des choix méthodologiques

soient faits clairement dès le début du processus de définition des réacteurs du futur.

2.1. la défense en profondeur

Le concept de défense en profondeur est l'un des trois grands principes de l'approche française de la sûreté, avec l'importance donnée à la sûreté en exploitation et la gestion des accidents sévères [132].

La défense en profondeur comprend trois niveaux.

Le premier niveau de la défense en profondeur correspond aux précautions prises pour que la tranche soit fondamentalement sûre :

- qualité des études de conception
- marges de sûreté suffisantes
- qualité de la réalisation et des contrôles associés,

de manière qu'en fonctionnement normal, y compris lors de transitoires normaux d'exploitation, l'installation ne soit pas soumise à des défaillances

Le deuxième niveau de la défense en profondeur correspond aux dispositions prises au cas où la tranche sort de son domaine normal de fonctionnement :

- détection des processus incidentels
- interruption de ces processus,

ce qui conduit à la définition de systèmes de sécurité permettant de maintenir la tranche dans un état sûr et à la définition du système de protection associé.

Le troisième niveau de la défense en profondeur correspond aux actions liées aux accidents graves et hypothétiques susceptibles de mettre en cause le confinement des substances radioactives. Pour se protéger de ces accidents, on conçoit et met en oeuvre :

- des systèmes de sauvegarde pour limiter les conséquences à un niveau acceptable
- des systèmes de protection de ces derniers.

Pour EDF, l'indépendance des barrières successives de la défense en profondeur est fondamentale. Si la mise en oeuvre d'un certain niveau de la défense en profondeur conduit à un affaiblissement du niveau suivant, c'est la sûreté dans son ensemble qui est menacée.

Ce cas est en particulier, selon EDF [op.cit], celui des réacteurs du type de l'AP-600 de Westinghouse.

L'enceinte de confinement du réacteur AP-600 est sollicitée en effet à la fois pour le refroidissement du réacteur en cas de perte du circuit primaire et comme barrière en cas de rejets radioactifs. Ainsi, une défaillance du système de refroidissement d'urgence du réacteur remet en cause le confinement, ce qui paraît inacceptable pour EDF.

L'approche de la défense en profondeur fait évidemment partie des valeurs partagées de la communauté du nucléaire en France. Si l'autorité de sûreté et son appui technique n'ont pas insisté sur cette indépendance des barrières successives, cette dernière semble toutefois constituer une exigence méthodologique incontournable pour les réacteurs du futur susceptibles d'être implantés en France.

NPI s'attache en particulier à renforcer les barrières successives de confinement.

Pour ce qui concerne le renforcement de la première barrière, il est prévu :

- 4 trains de sûreté
- un niveau garanti de l'inventaire en eau
- une injection de sécurité plus fiable et plus massive.

Pour la seconde barrière :

- une température plus élevée pour l'injection d'eau
- des soupapes de sécurité isolables
- des matériaux plus robustes.

Pour la troisième barrière :

- la suppression des biphases
- la prise en compte de la fusion de coeur dépressurisée
- la prévention de la fusion de coeur pressurisée (voir plus loin).

2.2. les études probabilistes de sûreté

Les études probabilistes de sûreté constituent de nos jours un instrument essentiel pour améliorer le niveau de sûreté des centrales nucléaires, tant au niveau de la conception qu'à celui de l'exploitation.

Selon l'AEN-OCDE [133], *"une étude probabiliste de sûreté -de niveau 1 - est une analyse systémique intégrée, à l'échelle de la conception et des procédures d'exploitation de la centrale, visant à cerner et à analyser toutes les situations possibles de la centrale et toutes les séquences d'évènements susceptibles de provoquer des dommages sévères au coeur"*.

Pour EDF [134], *"une étude probabiliste de sûreté d'un réacteur nucléaire a pour objet d'identifier tous les scénarios d'accident susceptibles de se produire avec endommagement du réacteur et d'en évaluer les fréquences d'occurrence. Ces scénarios d'accident, encore appelés séquences accidentelles sont élaborées par des ingénieurs utilisant des méthodes appropriées; ce sont généralement des successions de défaillances de systèmes ou/et d'erreurs humaines d'opérateurs comme le sont souvent dans la réalité les véritables accidents"*.

La démarche de conception des réacteurs nucléaires est fondamentalement déterministe selon EDF [op.cit.]. Toutefois, les études probabilistes sont utilisées comme outil secondaire permettant en particulier le recensement et l'évaluation des séquences accidentelles et donc comme outil de vérification des options prises au plan de la sûreté.

Les études probabilistes ont été utilisées très tôt en France.

EDF [op.cit] signale que dès le début des années 70, il a expérimenté avec l'IPSN les méthodes d'analyse probabiliste. En 1974, EDF entreprit un effort particulier de développement de ces méthodes. Elles furent appliquées à la centrale de Fessenheim mise en service en 1977.

Deux analyses complètes de tranches en fonctionnement ont été effectuées l'une par l'IPSN sur la palier 900 MWe et l'autre par EDF sur le palier 1300 MWe.

La conclusion que tirait en 1990 l'IPSN de ces deux études est particulièrement intéressante [135]: *"ces études mettent en évidence l'importance des erreurs humaines dans le risque total, tant au niveau des opérations de maintenance qu'au niveau de la conduite en situation accidentelle. Elles montrent également que le risque lié aux situations d'arrêt à froid ne peut être négligé"*.

Ainsi qu'il a été dit plus haut, les études probabilistes de sûreté ne se bornent pas aux réacteurs en fonctionnement. Selon EDF, elles peuvent servir de vérifications des hypothèses adoptées au moment de la conception. Il est alors indispensable de prendre appui sur une expérience passée. Une politique de continuité technologique voire de palier présente alors un intérêt supplémentaire.

Ainsi pour le Centre de Production Nucléaire de Paluel, tête de série du palier de 1300 MWe, EDF a effectué sur la période 1981-1983, des évaluations probabilistes de la fiabilité de tous les systèmes de sûreté, dans le cadre du processus réglementaire conduisant à l'autorisation de démarrage des centrales nucléaires.

De la même manière, pour le projet de centrale nucléaire de 1400 MWe, EDF a réalisé sur la période 1983-1986 des évaluations probabilistes de scénarios d'accidents.

EDF entend continuer dans cette voie. Selon P. BACHER [op.cit.], il est indispensable de pouvoir disposer d'un outil probabiliste de vérification des

options prises. A chaque étape de la conception, il est nécessaire de disposer d'un autre critère de choix que le seul coût économique.

L'IPSN abonde dans ce sens. Selon D. QUENIART [op.cit.], une voie de progrès pour la prochaine génération de réacteurs consistera en l'utilisation *"des acquis des études probabilistes de sûreté réalisées en France pour les tranches de 900 MWe et de 1300 MWe qui permettent d'avoir une appréciation sur les forces et les faiblesses relatives des conceptions de ces tranches et qui permettront d'apprécier, en relatif, les gains en matière de sûreté que peuvent apporter des évolutions de la conception. Ces acquis conduisent à examiner de très près les causes de défaillance de mode commun et les causes de défaillances humaines, en vue, notamment, d'apprécier les progrès pouvant découler, d'une part de systèmes diversifiés et d'autre part d'une automatisation plus poussée"*.

L'exigence de l'autorité de sûreté de voir la probabilité de fusion du coeur être réduite autant que faire se peut, valide l'approche probabiliste.

Cette question sur l'utilisation des études probabilistes de sûreté lors de la conception a fait l'objet de controverses lors de l'audition organisée par votre Rapporteur le 2 octobre 1991. NPI visiblement n'attache pas autant d'importance que l'exploitant à cette question.

Mais il semble que tout concepteur de réacteur du futur souhaitant trouver un débouché sur le marché français devra être en mesure de fournir des démonstrations mettant en oeuvre notamment des évaluations probabilistes de sûreté.

2.3. la prise en compte des accidents graves dans le dimensionnement

La fusion du coeur constitue l'étape ultime d'une évolution accidentelle et l'accident grave type qui peut entraîner des conséquences comme la rupture du confinement.

La notion d'accident maximal crédible a longtemps été utilisée.

Elle consistait à supposer qu'au delà des accidents choisis pour le dimensionnement de la centrale, les accidents plus graves n'étaient pas techniquement crédibles. La fusion de coeur faisait partie de ces accidents "non crédibles".

L'accident de Three Mile Island, qui a abouti à une fusion partielle du coeur et celui de Tchernobyl qui a conduit - lui - à une fusion totale du coeur, ont montré la nécessité de prendre en compte ce type d'accidents.

Par ailleurs, selon les résultats de l'étude probabiliste de sûreté 1300, commentée par M. Pierre TANGUY, Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire d'EDF [136], *"le risque global de fusion du coeur toutes familles accidentelles confondues et tous états confondus est de l'ordre de quelques 10^{-3} par tranche et par an, avec un facteur d'erreur de l'ordre de 7"*.

Si la signification d'une probabilité de 10^{-5} est difficile à appréhender, en revanche l'opinion a pris conscience que, pour un parc électronucléaire important comme celui de la France et sur une durée de fonctionnement étendue, l'éventualité d'un accident, même si elle est faible, ne peut être totalement éliminée.

En conséquence, un consensus se trouve aujourd'hui parmi l'exploitant et l'autorité de sûreté pour considérer que l'accident autrefois considéré "hors dimensionnement" doit être pris en compte au niveau de la conception.

Autrement dit, l'enclenche des réacteurs actuels n'est pas calculée pour supporter une fusion de coeur. La démarche de sûreté à cet égard s'attache à diminuer la probabilité des séquences d'événements pouvant conduire à cette situation.

Comme l'écrit l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire d'EDF dans son rapport pour 1990 [137], il faut *"aller plus loin dans la prévention des accidents et garantir le confinement de la radioactivité"*.

"Un accident peut résulter d'un enchaînement de multiples défauts et erreurs, dont chacun est en lui-même minimum; il peut provenir aussi d'un événement brutal, à cinétique rapide, terme d'une évolution lente passée inaperçue. Dans le premier cas, la défense implique la mise en oeuvre de systèmes de sûreté très fiables, complétés par des moyens d'ultime secours. Dans le deuxième cas, la prévention peut être assurée par la majoration des marges de dimensionnement et par un renforcement des contrôles préalables à l'exploitation".

"En cas d'accident grave, on peut prévoir des structures de confinement renforcées par rapport aux structures actuelles, qui, vis-à-vis des phénomènes physiques qui pourraient mettre en cause leur intégrité, seraient capables de garantir un niveau limité de fuite, donc de rejet radioactif".

Cette approche est aujourd'hui admise.

Certains observateurs posent la question : *"quelle probabilité de fusion de coeur constitue-t-elle l'objectif en matière de sûreté pour les réacteurs du futur?"* A cela plusieurs types de réponses sont apportées.

EDF apporte une réponse en terme de vérification probabiliste sur le risque de fusion de coeur et de rejets maximum admissibles [P. BACHER, op.cit.].

L'objectif doit être d'un progrès d'un facteur 2 à 4 par rapport à N4 et de 3 à 8 par rapport au palier P4-P'4 pour le risque de fusion de coeur.

Les rejets correspondant à un accident de fusion du coeur seraient sur les réacteurs à eau pressurisée au maximum de l'ordre du centième de ceux de Tchernobyl. Pour EDF, il faut encore gagner un facteur 5 à 10 pour les rejets accidentels graves.

Ce type d'approche est aussi celle de l'IPSN [D. QUENIART, op.cit.].

La réponse des concepteurs de NPI est que l'on doit pouvoir aller plus loin. Toutefois, ceux-ci font une distinction des situations de fusion de coeur, en fonction du niveau de la pression dans le réacteur [138].

Le premier cas considéré par NPI est celui d'une fusion de coeur survenant brutalement alors que la cuve du réacteur et le circuit primaire sont en pression. Une dissémination rapide de particules de combustibles se produit sur l'enceinte qui est alors sujette à des contraintes énormes.

La réponse de NPI pour ce cas est que l'enceinte ne sera pas dimensionnée pour résister à ce type de situation.

Mais la probabilité des séquences d'événements pouvant conduire à cette situation sera abaissée à 10^{-8} par réacteur et par an. Ceci sera obtenu notamment grâce à un renforcement du circuit secondaire et du système de dépressurisation.

Le second cas évoqué est celui de la fusion en situation de dépressurisation. Le document de présentation de NPI aux compagnies d'électricité britanniques [op.cit.] indique : *"core melt frequency : 10^{-7} /family of events and year if low pressure path"*.

Il semble en réalité, d'après les indications postérieures données à votre Rapporteur [D. VIGNON, op.cit.] que cette situation sera prise en compte dans le dimensionnement du réacteur NPI. Le radier de récupération du coeur sera dimensionné en conséquence. Le réacteur NPI pourra afficher une probabilité de fusion de coeur de 10^{-6} , pour la fusion dépressurisée.

D'une manière générale, s'agissant de la probabilité de fusion de coeur, il est évident qu'un grand danger s'attache aux valeurs absolues des probabilités. Les méthodes de calcul ont en effet une incidence réelle sur le résultat.

Ainsi, les réacteurs nucléaires allemands sont décrits comme ayant une probabilité associée de fusion de coeur de 10^{-6} alors que pour les réacteurs français, cette probabilité est de 10^{-5} . Or les autorités de sûreté des deux pays sont d'accord pour reconnaître que les niveaux de sûreté sont équivalents.

En tout état de cause, la prescription proposée par la DSIN dans son courrier aux partenaires du nucléaire en date du 29 mai 1991, est que l'on parvienne à une réduction significative de la probabilité de fusion de coeur.

Cette approche non quantifiée mais suffisamment claire semble réunir l'approbation de toutes les parties prenantes.

3. LA SURETE EN EXPLOITATION

La sûreté en exploitation a, selon EDF [op.cit.], pour but de maintenir et si nécessaire d'améliorer le niveau de sûreté défini à la conception de l'installation et de gérer les situations incidentelles ou accidentelles, et, en particulier les situations de crise.

On prendra dans la suite une définition extensive par rapport à la précédente, en y incluant l'ensemble de la sûreté en amont et en aval de l'exploitation du réacteur, c'est-à-dire en considérant également le combustible et les rejets.

La sûreté en exploitation stricto sensu a fait l'objet de progrès importants dans les années récentes. L'analyse des causes de l'accident de Three Mile Island a donné une impulsion aux réflexions, vite relayée par l'intégration des progrès faits dans différentes disciplines, comme l'organisation, l'informatique, ou l'ergonomie. Quant aux évolutions sur l'amont et l'aval, elles ont également été marquées par une meilleure utilisation du combustible et une diminution des rejets.

Néanmoins, il est évidemment possible d'aller plus loin. Différentes catégories d'action peuvent être envisagées, qui, pour la plupart rencontrent l'adhésion de l'ensemble des partenaires

3.1. les facteurs humains

Les facteurs humains sont reconnus aujourd'hui comme essentiels dans l'approche de sûreté. L'ensemble des partenaires du nucléaire en est aujourd'hui convaincu : aucun dispositif physique, aucun automatisme ne peuvent se passer de l'intervention humaine. Ce qui compte, c'est de réduire autant que faire se peut les possibilités d'erreur humaine.

3.1.1. la simplification des procédures

La simplification des procédures, leur caractère univoque et l'appel à la réflexion des exploitants, ainsi que le bouclage systématique par des types de raisonnement différents s'imposent.

3.1.2. l'augmentation des délais de réflexion laissés aux opérateurs

Par ailleurs, l'augmentation des délais dits "de grâce" laissés à l'opérateur en cas d'incident pour élaborer une stratégie de réponse optimale est considérée comme indispensable.

Cette augmentation des délais de réflexion pourra être obtenue par des systèmes de sûreté passifs mais pas seulement par ce type de systèmes, dont on ne sait d'ailleurs à l'heure actuelle, évaluer avec précision l'efficacité.

En tout état de cause, les seuls systèmes dits passifs ne peuvent prendre en charge toutes les fonctions de sûreté.

Ainsi que l'a indiqué M. P. BACHER [op.cit], il n'y a aucune raison pour que les systèmes passifs soient meilleurs que les systèmes actifs, sous le seul prétexte qu'ils sont passifs. En l'occurrence, comme toujours, le dogmatisme ne paie pas.

L'augmentation des délais de réflexion proviendra donc vraisemblablement de la combinaison de systèmes actifs et passifs, permettant une stabilisation de la situation.

Le réacteur NPI devrait permettre un délai de réponse de 30 minutes [D. VIGNON, op.cit.].

3.1.3. ergonomie et entraînement du personnel

L'amélioration des interfaces homme-machine est quant à elle effective. Selon M. J-C WANNER [139], il demeure toutefois de nombreuses controverses sur des points d'ergonomie comme :

- les intérêts respectifs de l'affichage numérique et de l'affichage analogique,
- l'intérêt de regrouper les informations sur un seul dispositif de visualisation - le plus souvent un écran cathodique -
- les méthodes à utiliser pour parvenir à des représentations correctes des phénomènes physiques de la part des opérateurs
- l'organisation des opérations de maintenance de manière à parvenir à une fiabilité maximale des interventions sur les équipements
- l'efficacité des simulateurs fonctionnant en autonome sans intervention d'un questionneur ou perturbateur extérieur.

3.1.4. le personnel d'exploitation et de maintenance, pilier de la sûreté

A propos de la publication des études probabilistes et de la mise en avant du résultat selon lequel *"elles attribuent au facteur humain 70 à 80 % des risques d'accidents présentés par ces centrales"*, la CFDT [140] indique que *"incriminer l'erreur humaine est très ambigu et porte à attribuer à l'opérateur des dysfonctionnements dus en réalité à la conception de la machine, à l'évolution de son état réel, à l'organisation du travail, au système social dans son ensemble dans lequel cette machine est plus ou moins mal intégrée"*.

La CFDT estime en conséquence que l'amélioration de la sûreté nécessite :

- *"pour sa dimension technique, la simplification de la conception, de la construction et de l'entretien, au-delà de la simplification et du perfectionnement des outils mis à la disposition des opérateurs des salles de commande*
- *simultanément et dès les installations actuelles, excessivement complexes, un très gros effort sur l'organisation du travail et plus largement sur l'environnement humain de l'exploitation, sur le tissu social dans lequel elle s'insère"*.

Il est clair pour votre Rapporteur qu'il ne saurait y avoir de progrès sur la sûreté si une meilleure connaissance des facteurs humains n'était pas développée en parallèle avec les progrès faits sur la conception et les matériels.

De même la formation des personnels est un élément clé de la sûreté. Les dispositions correspondantes ne peuvent bien entendu figurer dans les contraintes de définition des réacteurs du futur. Néanmoins, il convient de garder cet élément en toile de fond.

3.2. la maintenance

Une meilleure sûreté sur les opérations de maintenance est une voie de progrès nécessaire selon la DSIN.

On a vu ci-dessus que les facteurs humains influent directement sur la sûreté de la maintenance.

Il est une autre voie complémentaire qu'il est indispensable d'intégrer dès la conception dans le design des installations, c'est-à-dire la facilité d'examen, d'entretien et de remplacement des composants.

Deux voies semblent en particulier essentielles pour la DSIN : l'extension du domaine d'application et la multiplication des contrôles non destructifs d'une part, et, d'autre part l'anticipation du remplacement possible de composants lourds comme les générateurs de vapeur.

3.3. le combustible

Sans assigner aux problèmes du combustible une place centrale - ce qui pourrait conduire à la nécessité de changer de filière -, il est nécessaire d'intégrer dans la conception des réacteurs du futur de nouvelles approches de la gestion du combustible.

3.3.1. taux d'utilisation du combustible

Une meilleure tenue du combustible à l'irradiation peut présenter plusieurs intérêts :

- un rendement économique amélioré
- une diminution des quantités de combustibles usés à retraiter ou à stocker, d'où une diminution directe ou indirecte des déchets à stocker

3.3.2. combustibles de compositions diverses

Il est prudent de prévoir une certaine flexibilité des réacteurs du futur vis-à-vis du combustible.

Les impératifs de la gestion du cycle du combustible peuvent conduire à varier la composition de ce dernier, notamment en ce qui concerne les oxydes mixtes d'uranium et de plutonium (MOX).

Il convient en conséquence que les réacteurs du futur aient la capacité de brûler différents types de combustible, sans que cela nécessite des réaménagements du coeur et des structures.

3.3.3 combustibles minimisant les déchets

On constate qu'un des points non résolus actuellement de l'énergie nucléaire est la gestion des déchets.

Selon M. SCHAPIRA, conseiller technique du ministre de l'environnement [141], il convient de minimiser tout à la fois, les déchets de fonctionnement et les déchets issus de la gestion des combustibles irradiés y compris les déchets de haute activité.

3.4. la minimisation et l'optimisation des rejets

Des progrès continus ont été réalisés dans la gestion des rejets. Ceux-ci, qu'ils soient liquides ou gazeux sont toujours très inférieurs aux normes, elles-mêmes calculées avec des facteurs de sécurité importants par rapport aux limites liées - en l'état actuel des connaissances - aux effets des radioisotopes sur la santé et l'environnement.

La minimisation des déchets et des rejets doit toutefois être un objectif de la future génération des réacteurs nucléaires.

L'expérience d'exploitation montre qu'une optimisation peut être réalisée entre les déchets solides et les rejets liquides et gazeux. Selon M. SCHAPIRA [op.cit], cette dimension doit être prise en compte dans la conception des réacteurs du futur.

3.5. l'arrêt du réacteur

La DSIN a indiqué clairement que les réacteurs du futur devraient comporter des améliorations sensibles au niveau des systèmes d'arrêt d'urgence en cas de perte d'alimentation électrique et ou de perte des sources froides.

Cette voie de réflexion, sur laquelle les projets de réacteurs dits passifs capitalisent, doit être explorée, sans pour autant que les seuls systèmes passifs soient privilégiés.

3.6. la sûreté à l'arrêt

C'est grâce à l'amélioration de la sûreté sur des points essentiels que de nouvelles séquences d'incidents peuvent être identifiées : selon l'image employée par M. P. BACHER [op.cit.], lorsque le niveau de la mer baisse, l'on voit apparaître des récifs que l'on ne pouvait apercevoir auparavant.

3.6.1. la nouvelle importance donnée à la sûreté des réacteurs à l'arrêt

C'est ainsi qu'en 1990, a été révélée par la CFDT, l'identification faite par EDF de séquences potentiellement dangereuses, concernant la situation d'arrêt à froid du réacteur [142] : " dès le début de 1990, une séquence pouvant conduire à l'introduction d'une masse importante d'eau pure dans le coeur du réacteur, est identifiée et sa probabilité évaluée à plus de 1 sur 10 000 par réacteur et par an (soit 1 % pour l'ensemble du parc français). Une telle séquence pourrait dans les pires hypothèses, conduire à un pic de puissance approchant 200 fois la puissance nominale.(...) Immédiatement, EDF a entrepris - en urgence maximum - de définir un automatisme anti-dilution pour réduire d'un facteur 1000 la probabilité d'un tel accident".

Une série de réflexions dépassant le cas relaté ci-dessus a donc été entamée sur les conditions de sûreté des réacteurs à l'arrêt.

Cette réflexion portant sur les réacteurs actuels doit être intégrée et amplifiée pour les réacteurs de l'avenir.

3.6.2. la maintenance des systèmes de sûreté à l'arrêt

En prolongement de l'accent mis sur la sûreté des réacteurs à l'arrêt, des réflexions sur la maintenance des dispositifs de sûreté à l'arrêt doivent aussi être développées.

Ainsi, selon la DSIN [143], si l'on prend l'exemple des circuits de refroidissement du réacteur à l'arrêt, ceux-ci doivent être :

- soit au nombre de 3 pour que l'on puisse faire la maintenance à l'arrêt (2 trains restant en état de fonctionnement)

- soit accessibles pour maintenance pendant le fonctionnement du réacteur s'ils sont au nombre de 2.

4. LE RENFORCEMENT DU CONFINEMENT

En paraphrasant l'aphorisme sur la culture, le confinement peut être considéré comme "ce qui reste lorsque tout le reste a échoué".

Le renforcement du confinement est donc jugé comme indispensable, voire prioritaire, par toutes les parties prenantes du nucléaire, dans le cadre de la définition des réacteurs du futur.

S'agissant des réacteurs à eau pressurisée, les trois barrières de confinement sont un ensemble de dispositifs étanches interposés entre les sources de rayonnement (produits de fission présents dans le réacteur) et le milieu extérieur. Ces protections sont constituées successivement par [144]:

- la gaine métallique contenant le combustible nucléaire (tube en zircaloy)
- la cuve en acier abritant le coeur du réacteur et son circuit de refroidissement
- le bâtiment réacteur (enceinte étanche en béton armé).

Renforcer le confinement revient donc à agir sur ces trois barrières.

D'après les informations transmises à votre Rapporteur, les deux premiers éléments du confinement font l'objet - pour le moment - des réflexions les plus poussées.

L'idée générale des progrès à enregistrer est, ainsi que l'indique l'IPSN [D. QUENIART, op.cit.], *"de viser à éviter la traversée du radier par un coeur fondu et la montée en pression dans l'enceinte de confinement au delà de la pression de dimensionnement et de viser à éliminer les possibilités de bipasse du confinement qui pourraient conduire à des rejets importants"*.

On ne distinguera pas dans la suite les réflexions par type de barrière concernée mais par type de phénomène sur lequel on veut agir.

4.1. la réduction des by-pass

Le renforcement de l'étanchéité de l'enceinte est une disposition considérée comme essentielle par l'autorité de sûreté et son appui technique.

Ceci passe par l'élimination des traversées inutiles de l'enceinte de confinement par les passages de câbles ou de tuyauteries non indispensables qui peuvent permettre aux éléments radioactifs de contourner ou "by-passer" la barrière constituée par l'enceinte de confinement.

4.2. la dépressurisation de l'enceinte

On sait que les centrales nucléaires françaises ont été dotées après leur construction de filtres de dépressurisation, en l'espèce des filtres à sable, destinés à éviter une rupture de l'enceinte de confinement. Votre Rapporteur avait évoqué cette question dans sa précédente étude pour l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques [op.cit].

Une controverse s'était en effet élevée sur d'une part l'efficacité des filtres à sable et d'autre part sur les conditions de leur mise en oeuvre. En substance, votre Rapporteur indiquait : *"les filtres à sable ne pourraient être*

utilisés d'une manière anodine et sans difficulté. Ils correspondent à une situation d'urgence et apportent, certes avec des contraintes d'utilisation importante, un surplus de sûreté. La polémique vient sans doute que leur domaine d'utilisation n'a pas été défini avec assez de précision pour les milieux autorisés du nucléaire, mais ils ne sauraient être présentés comme inutiles".

Il ressort des débats organisés par votre Rapporteur en 1991 que l'IPSN est particulièrement attaché au principe d'une possibilité de dépressurisation selon un mécanisme permettant d'éviter l'ouverture de l'enceinte.

4.3. la suppression des possibilités d'explosion d'hydrogène

L'accident de Three Mile Island a montré que le risque de formation d'hydrogène dans les conditions d'un accident grave est important.

On estime qu'à Three Mile Island, le zirconium présent dans les gaines de combustible s'est oxydé à 50 % conduisant à la formation d'environ 450 kg d'hydrogène. Une part de cet hydrogène est restée prisonnière du circuit primaire en y formant une bulle de gaz incondensable et une autre part s'est répandue dans l'enceinte de confinement où elle a commencé à brûler sans détonation environ 10 heures après le début de l'accident, ce qui a occasionné une surpression transitoire.

L'hydrogène formé lors d'un accident grave provient ainsi en premier lieu de la réaction d'oxydation du zirconium par l'eau vapeur à haute température. L'abandon du zirconium au profit de l'acier n'apporterait pas d'avantage marquant.

L'hydrogène peut être également produit par l'oxydation de métaux des structures, par l'oxydation de l'acier de la cuve en contact avec le corium, par décomposition radiolytique de l'eau et par l'interaction du corium avec le béton.

L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques s'est penché avec précision sur le problème de la formation d'hydrogène au cours d'un accident grave. MM. RAUSCH et POUILLE, rapporteurs, et Mgr Luc GILLON, expert de l'Office, écrivaient [145] : *"il importe donc d'éviter absolument que l'hydrogène produit lors d'un accident sévère ne puisse donner lieu à une combustion détonnante dans l'enceinte"*.

Différents dispositifs étaient préconisés par le rapport tendant à l'injection de CO₂, à la recombinaison catalytique de l'hydrogène, et à la combustion de l'hydrogène.

L'IPSN avait fait valoir à l'époque que les recombineurs présents dans les enceintes des réacteurs en service suffisaient à résoudre le problème, les autres préconisés par le rapport pouvant d'ailleurs aboutir au résultat inverse de celui recherché.

L'intérêt de renforcer les dispositifs de lutte contre les risques d'explosion d'hydrogène est aujourd'hui renforcé par la prise en compte de l'accident grave dans la conception.

Il est à noter par ailleurs que selon Nucleonics Week [146], l'autorité de sûreté allemande se préparerait à obliger les exploitants à installer, dans les réacteurs à eau pressurisée comme dans les réacteurs à eau bouillante où cela est déjà fait, des dispositifs de recombinaison de l'hydrogène et d'éclatement.

La question de l'hydrogène fait partie, pour l'ensemble des parties prenantes, des questions à traiter.

NPI apporte une réponse sans ambiguïté à cet égard. Le risque hydrogène est pris en compte. La prévention de la détonation sera réalisée et la combustion explosive prise en compte dans le design.

4.4. la récupération du corium

La perte des fonctions de refroidissement du réacteur conduit à la fusion du coeur et à la formation d'un magma formé du combustible, des gaines des assemblages et des structures métalliques de soutènement du coeur. Ce magma est appelé corium.

Les dispositifs de récupération du corium peuvent se trouver à différents niveaux : dans la cuve, au dessous de la cuve, voire à l'extérieur de l'enceinte de confinement. L'essentiel paraît bien être d'éviter le passage à travers le radier du bâtiment réacteur, afin d'éviter un percement de l'enceinte de confinement.

En tout état de cause, l'exigence de récupération du corium est une conséquence du choix méthodologique du dimensionnement de l'installation. On comprend qu'elle soit formulée par la DSIN et son appui technique.

4.5. limiter les rejets et en particulier piéger le césium 137

La limitation des rejets de radioéléments en cas d'accident grave est une des contraintes de conception dont toutes les parties prenantes admettent qu'elle est indispensable.

4.5.1. l'ensemble des rejets

L'objectif de parvenir à des rejets au plus égaux au millième de ceux de Tchernobyl est posé par EDF, ainsi que cela a été vu plus haut.

NPI se donne comme objectif qu'en situation d'accident grave, la limite de dose à ne pas dépasser pour l'ensemble des rejets soit de quelques rems ou quelques dizaines de milliSievert aux limites du site.

4.5.2. le piégeage du césium 137

Le piégeage du césium 137 est une mesure de sécurité appelée avec force par le Service Central de Protection contre les Rayonnements (SCPRI).

Le raisonnement fait par le SCPRI est le suivant : si toutes les mesures de prévention, de détection et de réaction sont sans effet sur l'évolution d'un réacteur vers l'accident grave et si, au surplus, le confinement est rompu, il faut par tous les moyens éviter le relâchement de césium 137 dans l'atmosphère.

La conjonction de sa température d'ébullition et de sa période de demi-vie font de ce radioélément le plus dangereux pour la radioprotection. C'est l'un des enseignements importants de Tchernobyl.

Tableau 18

Propriétés importantes des radioéléments émis lors de la fusion de coeur
source : SCPRI

| élément | période | température d'ébullition |
|---------------|------------|--------------------------|
| césium 137 | 30 ans | 450 °C |
| césium 134 | 2 ans | 450 °C |
| iode 131 | 8 jours | 180 °C |
| plutonium 239 | 30 000 ans | 3 800 °C |
| strontium 90 | 28 ans | 1 450 °C |

A Tchernobyl, l'iode radioactif a été relâché dans l'atmosphère à concurrence de 60 % du total. Cet élément est dangereux mais des contremesures sont possibles. En saturant d'iode la thyroïde, il est possible d'éviter les conséquences des émissions d'iode radioactif.

Par ailleurs, il semble acquis que le strontium 90 ne s'est pas échappé du bâtiment réacteur sous forme de vapeur. La quantité relâchée est estimée à 0,5%.

Enfin, l'analyse des conséquences de l'accident de Tchernobyl confirme le fait qu'en raison de sa haute température d'ébullition, le plutonium est resté piégé dans le corium. Sa présence en dehors de celui-ci n'a été repérée qu'à l'état de traces.

Reste le césium 137, qui s'est disséminé sur une surface équivalente à 5 départements français. Or, de part sa période de demi-vie élevée, il n'est pas prêt de disparaître.

Pour le SCPRI, il convient en conséquence de prendre toutes les dispositions possibles pour piéger le césium et éviter sa dissémination.

La première disposition est de mettre dans le coeur des crayons contenant des matériaux qui se peuvent se combiner avec le césium dans un

composé dont la température d'ébullition sera plus élevée. Ainsi le chlorure de césium a une température d'ébullition de 1250°C contre 450°C pour le césium. Il s'agit d'atteindre 2000°C. Cela semble possible au SCPRI en utilisant des matériaux comme des fluorosilicates.

La deuxième disposition consiste à injecter dans le coeur en cas de perte de refroidissement des composés à définir, pour piéger le césium.

La troisième disposition consiste à prévoir une aspersion de la cuve dans les mêmes circonstances.

Telles sont les recommandations de l'autorité chargée de la radioprotection.

Certains spécialistes de la sûreté, rencontrés par votre Rapporteur font valoir que ces procédés ne peuvent être efficaces. D'autres, au contraire estiment qu'il y a là une voie de recherche intéressante.

Le CEA, ainsi qu'il a été indiqué plus haut poursuit des recherches visant à développer des procédés de piégeage du césium.

Il paraît en tout état de cause indispensable à votre Rapporteur que la demande du SCPRI - présentée lors de la table ronde du 2 octobre 1991 - d'être associé au groupe de recherche du CEA travaillant sur la question du piégeage du césium soit satisfaite.

Les concepteurs de NPI prennent en compte la demande du SCPRI de réduire très fortement les rejets de césium et se donnent même un objectif de rejet limite.

D'après le SCPRI [op.cit.], les rejets de césium 137 à Tchernobyl se seraient élevés à 2,5. 10⁶ Curie, soit 100 000 TBq. L'objectif que se donnent les concepteurs du réacteur NPI est qu'en aucun cas les rejets de césium 137 ne dépassent 100 TBq.

5. L'UTILISATION DE DISPOSITIFS PASSIFS - PARMIS D'AUTRES ET SI LEUR EFFICACITE EST DEMONTREE -

Il semble acquis que pour l'ensemble des partenaires, les dispositifs de sûreté dits passifs ne sont que des dispositifs de sûreté parmi d'autres.

Il semble également à votre Rapporteur que la discussion sur les réacteurs du futur, la définition des projets et leur présentation doivent impérativement et au plus vite être définitivement extraits du cadre de référence réacteurs anciens/réacteurs passifs que la science du marketing et les moyens médiatique des constructeurs américains et notamment Westinghouse ont réussi à imposer au monde du nucléaire.

Les concepts méthodologiques français tels qu'ils ont pu être exposés brièvement plus haut semblent beaucoup plus pertinents vis-à-vis de la sûreté que ceux de la nature active ou passive des dispositifs de sûreté.

Toutefois, il est à noter que NPI a essayé de prendre en compte dans la présentation de son projet de réacteur, les idées en vigueur sur l'utilisation dans son concept de dispositifs passifs.

Ainsi que cela a été indiqué aux compagnies d'électricité britanniques [op.cit.], les principes d'utilisation des dispositifs passifs sont les suivants :

- approche intégrée au concept structurant de défense en profondeur
- au niveau 3 de la défense en profondeur, les dispositifs passifs pourront être utilisés pour :
 - . introduire une diversité
 - . permettre des simplifications et réduire la nécessaire redondance des dispositifs actifs
 - . diminuer le recours à des sources d'énergie électrique externes
 - . renforcer le blackout total de l'installation
- au niveau 4 de la défense en profondeur, pour limiter la progression de la fusion du cœur et pour prévenir le passage du corium à travers le fond de cuve.

Le tableau suivant présente les prévisions d'utilisation de dispositifs passifs aux différents niveaux de la défense en profondeur.

Tableau 19

Utilisation des systèmes de sûreté passifs dans le concept NPI
source : NPI

| PASSIVE FEATURE / CONCEPT | STEP 1 | STEP 2 | STEP 3 |
|--|--------|--------|--------|
| • PRIMARY SIDE REGIONAL HEAT REMOVAL | | | |
| HEAT EXCHANGER INSIDE REACTOR PRESSURE VESSEL | X | | |
| PLUS CONCEPT | X | | |
| HEAT EXCHANGER DIRECTLY CONNECTED TO RPV | | X | |
| HIGH PRESSURE RHR SYSTEM | | | X |
| AP-600 RHR CONCEPT | | | X |
| • SECONDARY SIDE HEAT REMOVAL | | | |
| COOLING VIA AIR COOLER, WATER RESERVOIR | X | | |
| SIR CONCEPT | X | | |
| B600 CONCEPT | X | | |
| SAFETY CONDENSER | | | X |
| PASSIVE SG FEED | X | | |
| • CONTAINMENT HEAT REMOVAL | | | |
| PIPEWORK ON CONTAINMENT | X | | |
| FLOODED DOUBLE CONTAINMENT | X | | |
| B600 CONCEPT | X | | |
| SUMP COOLER | | X | |
| AP 600 CONCEPT (CONTAINMENT SPRINKLING SYSTEM) | | | X |
| • RCS INVENTORY MAKE-UP | | | |
| SIR CONCEPT FOR EMERGENCY COOLANT INJECTION | X | | |
| AP-600 CONCEPT | | | X |
| LOW HEAD SAFETY INJECTION GRAVITY DRIVEN (LONG TERM BACK UP) | | | X |
| HIGH PRESSURE ACCUMULATORS | X | | |
| SAFETY DEPRESSURIZATION SYSTEM | | | X |

E. LES CALENDRIERS PREVUS POUR LE DEVELOPPEMENT DES REACTEURS A EAU LEGERE DU FUTUR

La question du calendrier de définition et de construction d'un premier exemple de réacteurs du futur est cruciale pour l'ensemble des constructeurs et l'ensemble des pays.

Elle l'est particulièrement en France, où des divergences existent encore entre les parties concernées, autorité de sûreté, exploitant et constructeur.

1. L'OBJECTIF ACTUEL DE NPI/FRAMATOME : CONSTRUIRE UN NOUVEAU REACTEUR EN 1995

L'objectif assigné par les fondateurs Framatome et Siemens KWU à NPI est ainsi qu'on l'a vu les marchés autres que les marchés nationaux, français et allemands du ressort des sociétés mère respectives.

Analysant les progrès faits par les Etats-Unis dans le domaine de la certification et la progression régulière du programme d'équipement japonais, la Direction de NPI souhaite être en mesure le plus rapidement possible de pouvoir présenter un produit défini et agréé au moins dans ses grandes lignes, lors des appels d'offre internationaux [D. VIGNON, op.cit.].

Le planning idéal pour NPI serait ensuite de pouvoir commencer la construction de la tête de série en 1995, de manière à pouvoir présenter une réalisation en fonctionnement à ses clients potentiels.

2. LA POLITIQUE D'EDF : AU PLUS TOT 1998 POUR LA CONSTRUCTION DU REP DU FUTUR

EDF s'efforce de concilier plusieurs impératifs qu'il est en première analyse difficile de concilier. En particulier, la politique de palier qui a fait ses preuves, exige la construction d'un nombre d'exemplaires minimal de réacteur du palier N4. Mais EDF considère également avec attention les besoins du constructeur NPI de disposer de références commerciales.

2.1. la date découlant du maintien de la politique de palier : 2001

EDF a opté dès le début du programme nucléaire français pour une politique de palier.

Cette politique est considérée jusqu'à aujourd'hui comme une des raisons majeures du succès du programme électronucléaire français.

La politique de palier se caractérise en premier lieu par une standardisation des tranches nucléaires pour un nombre d'exemplaires minimum.

La politique de palier n'exclut pas les changements technologiques mais elle les concentre dans le temps.

Les responsables du nucléaire aux Etats-Unis et en particulier ceux que votre Rapporteur a rencontrés, estiment que le nucléaire américain ne pourra redémarrer que dans la mesure où la standardisation et la préapprobation des caractéristiques techniques qu'elle implique seront possibles et effectives.

En France, la durée d'un palier s'est étendue sur environ 20 ans pour les paliers actuels [147].

Pour le palier standardisé REP 900, il s'est écoulé environ 18 ans entre la date du premier engagement et celle de la dernière mise en service. Pour le palier standardisé REP 1300, il se sera écoulé 20 ans entre la date du premier engagement et celle de la dernière mise en service.

Entre les dates de mise en service de la première tranche et de la dernière tranche d'un même palier, le délai aura été de 10 à 15 ans.

Le souci d'EDF, clairement indiqué par EDF à votre rapporteur, lors de l'audition du 2 octobre 1991, est de pouvoir continuer cette politique de palier.

Afin d'atteindre une réduction des coûts d'investissement par l'effet de série ainsi qu'une réduction des coûts d'exploitation et une sûreté accrue grâce au retour d'expérience, EDF entend continuer sa politique de palier pour le palier N4.

A cet égard les dates indiquées à votre Rapporteur pour N4 sont 1979 pour le premier engagement et 2004 pour la date de dernière mise en service industriel.

Cela étant, il est nécessaire de comparer les nombres de tranches en cause. Le palier REP 900 standardisé aura compté 34 tranches. Le palier REP 1300 standardisé comptera 20 tranches.

Quant au palier N4, il ne devrait compter au maximum que 10 tranches si l'on prend comme hypothèse un rythme de commande d'une tranche par an d'ici à la fin des années 90.

Si l'on considère que les avantages d'une politique de palier dépendent du nombre d'exemplaires construits, il est clair que les conditions d'une politique de palier sont moins favorables que par le passé.

2.2. le calendrier de REP 2000 : 1998 pour la construction du premier réacteur du futur

Le calendrier de REP 2000, tel qu'indiqué à votre rapporteur, est le suivant :

Tableau 20

Calendrier de REP 2000 au 2 octobre 1991

source : EDF

| étape | date |
|--------------------------------|-----------------------|
| choix des options de base | fin 1992 |
| études d'avant projet détaillé | début 1993 - fin 1994 |
| études de réalisation | à partir de 1995 |
| première réalisation | vers 1998. |

La publication de ces dates entre bien sûr dans le cadre de la négociation stratégique en cours avec le constructeur, l'autorité de sûreté et l'autorité de tutelle.

Ce calendrier ne peut donc être considéré comme définitif et intangible.

Ainsi que l'a indiqué M. BACHER à votre Rapporteur, la préférence d'EDF aurait été 2001, en fonction des impératifs de la politique de palier.

Toutefois, afin de parvenir à une harmonisation des impératifs des différents partenaires, EDF n'est pas opposé à un certain recouvrement entre les deux paliers N4 et le nouveau palier. Une commande relative au nouveau palier pourrait intervenir avant la fin des commandes du palier N4. La date de 1998 semble pouvoir être acceptée par EDF.

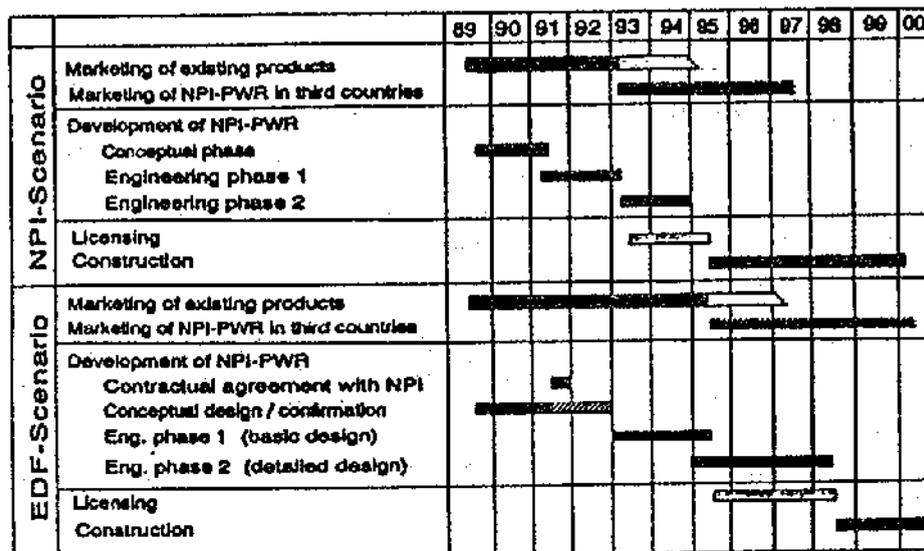
La discordance avec le calendrier de NPI est manifeste, ainsi que le résume le planning suivant communiqué par NPI.

Après la prise de contrôle de Framatome par les pouvoirs publics, prise de contrôle destinée à la sauvegarde et au développement de l'industrie nucléaire française, il serait paradoxal pour ne pas dire illogique de voir les partenaires du nucléaire français ne pas parvenir à optimiser la position de chacun d'entre eux, en prenant en compte comme cadre d'ensemble les besoins des consommateurs et de l'industrie.

Figure 66

Les différences de calendrier entre NPI/Framatome et EDF pour la réalisation du nouveau réacteur

source : NPI



3. LE SOUCI DU LONG TERME DE L'AUTORITE DE SURETE

La démarche de la DSIN vis-à-vis de la définition des réacteurs du futur est, on l'a vu, une innovation à double titre.

Aidant à la concertation des parties prenantes par son initiative du 29 mai 1991, et donc servant d'intermédiaire et de catalyseur pour l'émergence d'un compromis utile au constructeur et à l'exploitant, la DSIN n'entend toutefois pas voir ses conceptions être sacrifiées aux impératifs de ces derniers.

3.1. un saut technologique pour le long terme

Ainsi qu'il a été dit, la Direction de la Sécurité des Installations Nucléaires a le souci de coordonner les approches des différents partenaires, notamment dans le souci de ne pas se voir imposer un projet au dernier moment en raison d'impératifs industriels.

Par ailleurs l'autorité de sûreté connaît parfaitement le télescope actuel des calendriers qui résulte d'objectifs différents.

La DSIN convient que la création d'un produit européen revêt un caractère d'urgence. Toutefois, il y a aussi urgence à explorer des voies nouvelles à et définir un véritable réacteur du futur, dont l'obsolescence n'interviendra pas avant le milieu du siècle prochain.

3.2. la nécessité d'une pluralité de projets

La DSIN appelle d'autant plus de ses vœux un délai relativement long avant de prendre des décisions qu'il lui semble en substance que la France manque de projets différents des réacteurs actuels et distincts les uns des autres.

Il y a donc nécessité pour le constructeur et l'exploitant de se livrer à des investigations hors des normes actuelles et même "*exotiques*", selon M. LAVERIE [op.cit].

Son programme électronucléaire étant plus récent, la France a un passé plus réduit que les autres et une spécialisation de fait dans les réacteurs à eau bouillante. Il ne faudrait pas qu'au surplus elle manifeste moins de dynamisme dans la recherche de solutions nouvelles. La DSIN attend donc des idées imaginatives car un choix efficace ne peut se faire que sur des options différentes.

4. L'IPSN EN FAVEUR D'UN APPROFONDISSEMENT DE LA COOPERATION INTERNATIONALE

Parmi les concepts évoqués pour améliorer la sûreté des réacteurs, nombreux sont ceux qui nécessitent des démonstrations. Par ailleurs, la convergence nécessaire de certaines règles de sûreté qui diffèrent en Europe ou dans le monde, exige là aussi que des tests soient faits pour prouver la cohérence d'éventuelles modifications de partie de ces édifices réglementaires.

4.1. la nécessité de la coopération internationale

La connaissance des phénomènes physiques affectant la sûreté des réacteurs nécessite des protocoles expérimentaux complexes, des installations onéreuses et une modélisation poussée, à la fois pour l'interprétation des phénomènes et pour l'utilisation ultérieures des connaissances acquises.

Par ailleurs, cette connaissance se situe très en amont de la mise au point des réacteurs et donc des impératifs de la concurrence.

Enfin, une sûreté nucléaire efficace ne pouvant être considérée qu'au niveau international, la coopération internationale, en ce qu'elle permet une diffusion des connaissances et des démarches de sûreté est indispensable.

C'est pourquoi l'orientation de l'IPSN de rechercher systématiquement les coopérations internationales en matière de recherche sur la sûreté paraît répondre aux problèmes posés.

4.2. l'urgence d'une coopération accrue avec le GRS

Il est une autre orientation formulée par l'IPSN [op.cit.] qui semble capitale pour l'avenir. Il s'agit tout spécialement de la coopération avec le GRS, son homologue en RFA.

Le Président de la République et le Gouvernement ont clairement fait connaître, lors du Sommet franco-allemand de Lille le 30 mai 1991, que la coopération franco-allemande devait être exemplaire en matière de nucléaire (voir plus loin).

Le développement de projets de recherche communs est une condition pour qu'une démarche commune se dégage d'abord en matière d'évaluation de sûreté et ensuite en matière de réglementation.

La mise en commun par l'IPSN et le GRS, par le CEA et le BMFT (ministère de la recherche et de la technologie) de domaines de recherche existants ou nouveaux doit être un souci permanent.

Ainsi, pourra être progressivement assurée la convergence des méthodes et des modes de pensée.

Au surplus, les ressources dégagées par la suppression des doublons pourront-elles être utilisées pour avancer plus rapidement sur la voie des innovations.

F. MIEUX COUVRIR LES BESOINS DU MARCHE ET MIEUX INSCRIRE DANS LES FAITS LA COOPERATION FRANCO- ALLEMANDE

Le processus de concertation lancé par la DSIN en mai 1991 et son déroulement satisfaisant permettent à la DSIN d'exprimer sa confiance en la possibilité de trouver un accord entre les partenaires.

En réalité, il semble bien que le lancement de cette initiative a répondu à l'inquiétude croissante de l'autorité de sûreté devant les divergences de positions et l'absence d'une réflexion de fond et de réelles alternatives technologiques.

Au vu des informations rassemblées et des positions prises par le constructeur, l'exploitant et l'autorité de sûreté, votre Rapporteur ne peut

qu'estimer que le processus de préparation de l'avenir n'en est qu'à son tout début.

. des divergences de calendrier

Les divergences des calendriers souhaités par les parties en cause sont, on l'a vu, considérables.

NPI souhaite construire un réacteur dès 1995, ce qui veut dire qu'il est nécessaire d'entamer les procédures d'approbation dans l'année 1992. EDF indique qu'à l'extrême limite, la construction du premier exemplaire d'une nouvelle série pourrait commencer en 1998. De son côté, l'autorité de sûreté veut voir avant toute chose s'approfondir les réflexions et les recherches et soutient que la préparation du long terme exige moins de précipitation.

. des divergences d'objectifs

En réalité, les divergences de calendrier traduisent des divergences d'objectifs.

Le silence de Framatome au cours de la table ronde organisée par votre Rapporteur - le compte-rendu sténographique en fait foi - peut laisser penser qu'au delà de NPI, il n'y a pas d'avenir pour le constructeur national.

Il n'en est évidemment rien. Mais cette prudence d'une grande maison habituée à traverser des épreuves est symptomatique de la confusion de la situation actuelle et du rôle tellement important que l'on veut voir jouer au produit NPI que l'on peut craindre qu'il soit un rôle d'affichage.

. le produit central déclinable est-il un leurre ?

Il est nécessaire en tout état de cause de rappeler les prémisses de la réflexion menée par NPI.

Filiale commune de KWU et de Framatome, NPI a pour vocation de définir un produit commun - réacteur de forte puissance - pour les marchés d'exportation sur lesquels la société doit opérer. Les marchés nationaux et les anciens clients restent l'apanage de chacune des sociétés-mères.

Votre Rapporteur estime que cette approche est inopérante.

Il est clair que pour avoir des chances de pénétrer des marchés étrangers, NPI a absolument de références et donc qu'un réacteur soit construit en France ou en RFA, prouve que les deux pays font confiance au nouveau produit.

Par ailleurs, pour forcer le trait, il n'est pas impossible de se demander si le choix de la forte puissance - environ 1400 MWe - ne fait pas de ce réacteur PWR un réacteur d'un type recherché potentiellement par la France et la RFA exclusivement, marchés "interdits" par hypothèse pour l'instant.

Enfin, NPI admet qu'il y aura possibilité de décliner le produit de forte puissance vers des puissances moins élevées. On peut se demander si le produit

dérivé aura assez de temps pour se développer avant d'être éliminé par des produits spécifiques déjà en 1991 sur les rails de la certification.

. la convergence franco-allemande : par quoi commencer ?

Un point fondamental a été abordé à plusieurs reprises lors de la table ronde organisée par votre Rapporteur, celui de la nécessaire convergence entre la réglementation de la sûreté française et la réglementation allemande.

Deux types de remarques ont été faites à cet égard. Les premières infèrent que la discussion pour la convergence des règles de sûreté ne peut valablement se tenir que sur un cas concret à partir duquel les rapprochements se feront naturellement.

La DSIN a fait état de conversations plus fréquentes depuis ces dernières années avec l'autorité de sûreté allemande. La nécessité de raisonner ensemble sur des cas concrets est confirmée par la DSIN.

Le deuxième type de remarques comprend celles qui soulignent la perplexité des concepteurs devant la nécessité de respecter avec un même projet les desiderata différents d'autorités de sûreté distinctes.

Pour votre Rapporteur, il apparaît clairement que l'impulsion donnée au rapprochement franco-allemand dans le domaine du nucléaire, si elle est réelle, est encore largement insuffisante.

A l'issue du sommet franco-allemand de Lille des 29 et 30 mai 1991, l'accent était mis sur le souhait des deux pays de mettre leur expérience en matière de sûreté au service des Pays d'Europe centrale et orientale.

Il semble en tout état de cause que cette coopération doive aussi porter sur l'approfondissement des conditions d'exercice de son activité par NPI.

Une décision politique au plus haut niveau doit demander expressément

- aux autorités de sûreté des deux pays et à NPI d'oeuvrer en commun à la définition d'un réacteur commun,

- aux exploitants des deux pays de mettre en place un calendrier précis pour l'expression de leur stratégie et d'accepter un horizon rapproché pour une commande test d'un réacteur de la nouvelle génération destiné à servir de référence pour l'exportation et de banc d'essai de solutions de sûreté nouvelles.

Ce cas concret de coopération pourrait ensuite se prolonger naturellement vers une recherche commune et des démonstrations communes de concepts de sûreté plus avancés, selon un échéancier moins tendu.

CONCLUSION

Les réflexions sur les réacteurs nucléaires du futur constituent des tentatives de renouvellement qui peuvent répondre à de multiples mobiles ou stratégies de la part de ceux qui les mènent.

Faire progresser la sûreté nucléaire peut être une motivation. Relancer le nucléaire en est une autre qui peut d'ailleurs rejoindre la précédente.

Le foisonnement des projets ajoute à la complexité du problème, d'autant que les approches de la sûreté peuvent différer. De nombreuses innovations sont présentées, les unes fondamentales, les autres d'un impact limité.

Afin de tenter de faire la synthèse des développements précédents présentant le foisonnement des projets, on s'efforcera dans la suite de répondre à des questions simples.

. existe-t-il des réacteurs intrinsèquement sûrs ?

La notion de réacteur intrinsèquement sûr est une notion abusive. Les seuls réacteurs intrinsèquement sûrs sont les réacteurs que l'on ne peut pas faire diverger, c'est-à-dire des réacteurs qui ne peuvent fonctionner.

Comme dans toute activité industrielle, la notion de risque ne peut être évacuée dans le nucléaire. S'il n'est pas possible d'annuler le risque lié à l'exploitation d'un réacteur nucléaire, il est en revanche possible d'envisager de diminuer à l'avenir d'un ordre de grandeur la probabilité de séquences pouvant conduire à un incident ou à un accident.

Grâce à une augmentation des marges de dimensionnement, à des concepts plus pardonnants, à une amélioration des procédures de conduite et de maintenance, il est envisageable de passer de probabilités de fusion de coeur de 10^{-5} par réacteur et par an à des probabilités de 10^{-6} voire inférieures.

. les réacteurs dits à sûreté passive sont-ils plus sûrs que les réacteurs actuels ?

Certains constructeurs ont développé le concept de réacteurs dits à sûreté passive. Ces réacteurs - qui ne sont au demeurant que des projets de réacteurs - possèdent des dispositifs de sûreté dont la mise en oeuvre ne se fait qu'avec l'intervention de forces naturelles de gravitation ou de convection. Le recours à des sources d'énergie extérieures aux réacteurs n'étant plus nécessaire, la sûreté de ces réacteurs serait améliorée, selon le raisonnement des promoteurs de ces projets.

La première remarque que l'on peut faire sur ce type d'approche est qu'en réalité, les réacteurs dits à sûreté passive ne peuvent éviter l'action d'un opérateur pour le déclenchement des systèmes de sauvegarde. Par ailleurs, une fois déclenchés ces systèmes, il n'y a en général aucune gradation possible dans leur mise en oeuvre. Enfin, il n'y a aucune raison, bien au contraire, pour que les dispositifs de sûreté passive soient plus efficaces que les systèmes actifs commandés et actionnés sous contrôle.

Certains dispositifs passifs peuvent néanmoins présenter un intérêt théorique. Il n'en faudra pas moins pour autant d'une part démontrer leur efficacité et leur adéquation et d'autre part les combiner avec des dispositifs actionnés par des sources d'énergie extérieures.

. est-il possible de construire des réacteurs plus sûrs que les réacteurs actuels ?

La conception globale des réacteurs en service date de la fin des années soixante. Après vingt années d'expérience, les réacteurs ont évolué par modification des installations existantes lorsque cela était possible. Les réacteurs mis en service actuellement, s'ils ne traduisent pas des ruptures technologiques majeures, présentent toutefois des améliorations importantes en termes de sûreté.

Sur le plan de la conception, il semble acquis que l'on peut faire progresser la sûreté des réacteurs. Cette progression est naturelle dans tout domaine de la technologie. Elle ne condamne pas en tout état de cause les réacteurs actuels. Il est d'ailleurs admis que des progrès de sûreté ne pourront être réalisés qu'à partir de l'expérience actuelle et en intégrant l'expérience de fonctionnement acquise avec les réacteurs actuels.

. par quels moyens peut-on faire progresser la sûreté des réacteurs nucléaire pour l'avenir ?

Les innovations théoriques concernant les réacteurs du futur sont nombreuses et leur intérêt relatif difficilement évaluable. Plutôt qu'une juxtaposition de dispositifs nouveaux de sûreté dont aucun n'a d'ailleurs été testé en vraie grandeur, il paraît important, conformément à l'approche française de la sûreté, d'une part de fixer des principes méthodologiques et d'autre part de déterminer, par rapport aux réacteurs existants, quels sont les points sur lesquels des progrès doivent être faits.

S'agissant de la méthodologie, il paraît indispensable d'affirmer la nécessité des démarches suivantes dans l'approche de sûreté : la défense en profondeur, l'utilisation des évaluations probabilistes de sûreté, la prise en compte des accidents graves dans le dimensionnement des installations.

Les domaines d'amélioration par rapport à la situation actuelle sont la sûreté en exploitation entendue dans un sens large - facteurs humains, maintenance, combustible, rejets, arrêt du réacteur et sûreté à l'arrêt -, le renforcement du confinement, l'utilisation éventuelle de dispositifs passifs si leur efficacité est démontrée comme supérieure aux dispositifs classiques.

. quels réacteurs faut-il choisir pour avoir une sûreté optimale ?

Comme on l'a dit en commençant, il est indispensable de sérier les échéances.

Pour un futur proche, les modèles dérivés des réacteurs actuels mais améliorés sur certains points n'ont pas de substitut.

Les modèles français N4 et allemand Konvoy de réacteurs à eau pressurisée devraient rester compétitifs pour les dix ans à venir et présentent des niveaux de sûreté sensiblement améliorés par rapport aux réacteurs des premiers paliers. Les réacteurs bouillants modernisés ont semble-t-il comblé leur retard sur les réacteurs à eau pressurisée, tant en ce qui concerne la sûreté que la sécurité.

S'agissant des réacteurs de moyenne puissance, pour le court terme, la filière CANDU, potentiellement proliférante mais relativement sûre en exploitation, semble garder des atouts. La filière eau légère ne semble pas, pour le moment, comporter un autre réacteur de moyenne puissance crédible que le modèle SBWR (Small Boiling Water Reactor) de General Electric.

Pour le long terme, l'éventail des choix est considérablement plus ouvert. La filière des réacteurs à neutrons rapides conserve un intérêt majeur de par les économies de combustible qu'elle permet et les promesses de gestion du cycle du combustible qu'elle offre. Des variantes des réacteurs à neutrons rapides développés en Europe et au Japon sont étudiées aux Etats-Unis et pourraient présenter un intérêt important.

Mais à long terme d'autres possibilités pourraient aussi apparaître comme les réacteurs à haute température revus dans leurs caractéristiques ou des concepts innovants de réacteur à eau légère comme PIUS.

En tout état de cause, les filières pour le long terme restent à explorer dans le détail, tant sur le plan de leur compétitivité que sur celui de leur sûreté.

. quelle est la place de la France dans le concert des recherches sur les réacteurs du futur ?

La France est au premier rang des constructeurs de réacteurs à eau pressurisée. Ses références sont des plus convaincantes et constituent son meilleur atout.

Sur le plan de la filière des réacteurs à neutrons rapides, la France est considérée, notamment par le Japon, comme la référence mondiale et la source de technologies et de savoir-faire.

Mais, globalement, l'autorité de sûreté est fondée à requérir directement ou indirectement plus de créativité et de dynamisme de la part du CEA et du constructeur Framatome ou de sa filiale NPI pour préparer le nucléaire du futur et un engagement des pouvoirs publics pour inciter à un approfondissement de la coopération avec la RFA et à un engagement plus conséquent de l'exploitant vis-à-vis de l'avenir.

REFERENCES DE LA DEUXIEME PARTIE

1. Prospective mondiale des moyens de production nucléaire pour 2000 et au delà, Georges MOYNET, Direction de l'Equipement, EDF, RGN, n° 2, mars-avril 1991
2. Highlights of Activity, International Atomic Energy Agency, Vienna, September 1991
3. Nucleonics Week, June 27, 1991
4. Rapport annuel, Agence pour l'énergie atomique, AEN-OCDE, Paris 1991
5. Rapport annuel, Agence d'approvisionnement d'Euratom, Bruxelles, 1991
6. Les centrales nucléaires dans le monde, situation au 31.12.1990, C.E.A., Paris, 1991
7. Rapport annuel 1990, Agence Internationale de l'Energie - AIE, Paris, 1991
8. Compte-rendu du World Energy Forum de Davos, par M. Michel PECQUEUR, février 1991
9. Nucleonics Week, March 7, 1991
10. Les jeux de l'atome et du hasard, par Jean-Pierre PHARABOD et Jean-Paul SCHAPIRA, Calmann-Lévy, Paris, 1988
11. Rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires, par MM. Claude BIRRAUX et Franck SERUSCLAT, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, n° 1843 Assemblée nationale - n° 183 (90-91) Sénat, Paris, 1990
12. Enerpresse, n° 5404, 11 septembre 1991
13. Enerpresse, n° 5432, 21 octobre 1991
14. Nucleonics Week, October 24, 1991
15. Enerpresse, n° 5410, Paris, 19 septembre 1991
16. Enerpresse, n° 5426, Paris, 11 octobre 1991
17. La Chronique d'Allemagne, G. GOURIEVIDIS, Ambassade de France en RFA, Bonn, 3ème trimestre 1991
18. Enerpresse n° 5331, 29 mai 1991
19. Enerpresse n° 5447, 13 novembre 1991
20. Dépêche AFP 20 mars 1991

21. Die Welt, 11 septembre 1991
22. Nucleonics Week, February 28, 1991
23. Enerpresse n° 5334, 3 juin 1991
24. Rapport du groupe de prospective "Energie 2000", Commissariat général au Plan, Documentation française, Paris, 1991
25. Dépêche AFP 2 mars 1991
26. Le Monde, 29 mars 1991
27. National Energy Strategy, First Edition 1991/1992, National Technical Information Service, US Department of Commerce, Washington D.C., February 1991
28. La Lettre de l'Amérique de l'Attaché pour les Questions nucléaires, B. DE GALASSUS et V. ROBERT, 13 avril et 13 juillet 1991, Ambassade de France aux Etats-Unis, Washington,
29. US Capacity Margin and Nuclear Orders, US Council for Energy Awareness, Washington, 1991
30. The Role of Nuclear Power in the National Energy Strategy, by H.H. ROHM, Department of Energy, Washington, 25 mars 1991
31. Enerpresse, n° 5427, 14 octobre 1991
32. Kenneth E. HORTON, Division of International Programs, Office of Nuclear Energy, Department of Energy, Washington, 25 mars 1991
33. La Lettre d'Amérique de l'Attaché pour les Questions nucléaires, B. DE GALASSUS, 5 novembre 1991, Ambassade de France aux Etats-Unis, Washington
34. Energy Technology Choices : Shaping Our Future, by the Congressional Office of Technological Assessment, Congress of the United States, OTA-E-493, Washington D.C., October 1991
35. Research & Development Program 1991-1993, EPRI, Palo Alto, January 1991
36. Advanced Reactors Development, Briefing to Dr. Claude BIRRAUX, by W.H. Layman, EPRI, Palo Alto, 1er avril 1991
37. Nuclear Energy, USCEA, Washington, September 1991
38. Cambridge Report, Research International Poll, February 1990

39. Le programme électronucléaire japonais : état actuel, prévisions gouvernementales et stratégie pour le futur, par M. P. MÓRIETTE, Attaché nucléaire de l'Ambassade de France au Japon, février 1991
40. Enerpresse, n° 5302, 12 avril 1991
41. La Tribune de l'Expansion, 23 juillet 1991
42. Nucleonics Week, September 12, 1991
43. Enerpresse n°5426, Paris, 11 octobre 1991
44. Mondial des entreprises 1991; L'Expansion, n° 415, 31 octobre/13 novembre 1991
45. Competitive Strategy, by Michaël E. PORTER, The Free Press, 1980
46. Mondial des entreprises 1991; L'Expansion, n° 415, 31 octobre/13 novembre 1991
47. 1990 Annual Report, General Electric Company, Fairfield, Co., 1991
48. L'Expansion, n° 343, 4-17 novembre 1988
49. Siemens, Geschäftsbericht'90
50. Facts and Figures 10/91, Power Generation Group (KWU), Siemens, Erlangen, 1991
51. Kaisha, la stratégie des entreprises japonaises, par J.C. ABEGGLEN et G. STALK, jr., Les Editions d'Organisation, Paris, 1987
52. Petit Guide de l'Organisation Nucléaire du Japon, l'Attaché pour les Questions Nucléaires, Ambassade de France au Japon, Tokyo, 1990
53. Le surgénérateur, Direction de l'Equipement, EDF, Paris, 1989
54. Document CEA, Centrale de Creys-Malville, 13 mai 1991
55. Le Monde, 3-4 novembre 1991
56. Beloyarskaya, le surgénérateur sibérien, par H. LAUER, les Colonnes de Creys, n°3, octobre 1990, Nersa
57. Document PNC, Monju Construction Office, June 7th 1991
58. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. Junichiro MUKAI, Deputy Director General, Agency of Natural Resources and Energy, MITI, Tokyo, 5 juin 1991
59. Dépêche AFP, Tokyo, 4 juin 1991

60. Nucleonics Week, May 23, 1991
61. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. TANAKA, PNC, Tokyo, 6 juin 1991
62. Le projet de réacteur à neutrons rapides européen, par M. DEBRU, Framatome/Novatome, Journée "les réacteurs du futur", Société Française d'Energie Nucléaire, Paris, 28 et 29 mai 1991
63. Nuclear Europe Worldscan 11-12/1990
64. Commission locale d'information, Creys-Malville, 8 octobre 1991
65. M. RAPIN, Communication au Royal Society Discussion Meeting, Londres, 24 et 25 mai 1989
66. Christian Science Monitor, March 6, 1991
67. Dr. Y.I. CHANG, Natural Science, April 1991
68. Presentation made to Dr. Claude BIRRAUX by Dr. Yoon I. CHANG, Argonne National Laboratory, April 2, 1991
69. Rapport sur la gestion des déchets nucléaires à haute activité, par M. C.BATAILLE, Député, Assemblée nationale n° 1839 - Sénat 184 (1990-1991)
70. Entretiens avec les responsables de General Electric Nuclear Energy, Palo Alto, 1er avril 1991
71. J. BUSSAC & J. HOROWITZ, Réacteurs nucléaires, Industrie nucléaire, Encyclopaedia Universalis
72. Enerpresse n°5272, 27 février 1991
73. Nuclear Energy for Peaceful Use, PNC's booklet, Tokyo, 1991
74. Mr. R.A. DEAN, Senior Vice President, Reactor Programs, presentation to Mr. Claude BIRRAUX, Washington, March 26, 1991
75. Les réacteurs à haute température du type MHTGR, communication de MM. D. BASTIEN et P. MITAUT, CEA, journées "les réacteurs du futur" de la SFEN, Paris, 28 et 29 mai 1991
76. Nucleonics Week, October 31, 1991
77. Nucleonics Week, January 3, 1991
78. Enerpresse, 23 septembre 1991
79. Nucleonics Week, April 18, 1991
80. Nucleonics Week, October 31, 1991

81. Les réacteurs à sûreté passive renforcée, in Rapport d'information de Mme Huguette BOUCHARDEAU sur la politique énergétique, n°1055 - neuvième législature, Assemblée nationale, Paris, 5 décembre 1989
82. Advanced Reactor Study, prepared by MHB Technical Associates for the Union of Concerned Scientists, Washington, July 1990
83. Communications de MM. E. GERSTENHABER & T. VAN DE VENNE, Nuclear & Advanced Technology Division, Westinghouse, Pittsburgh, 28 mars 1991
84. Nucleonics Week, February 7, 1991
85. Les nouveaux réacteurs nucléaires au Japon en 1990, par P. MORIETTE, Attaché nucléaire de l'Ambassade de France au Japon, Tokyo, 1991
86. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec MM. Masaki OKAMURA, Tetsuo HINENO et Yasuo KADOWAKI, Mitsubishi Heavy Industries, Tokyo, 5 juin 1991
87. Communication de M. J-P MILLOT, Framatome, Journées de la SFEN sur les réacteurs nucléaires du futur, Paris, 28 et 29 mai 1991
88. Advanced Boiling Water Reactor Program, Presentation to Mr. Claude BIRRAUX, by D.R. WILKINS, R.C. BERGLUND, S.A. HUCIK & R.W. SKROTSKY, General Electric Nuclear Energy, San José, April 1, 1991
89. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec MM. Jiro KANI, Nagao OGAWA, Morihiko SATO et Jiro NIIDOME, Toshiba, Tokyo, 6 juin 1991
90. Nucleonics Week, October 24, 1991
91. P. GIROUARD, Bulletin de l'AEN, AEN-OCDE, Volume 8 n° 2, Paris, automne 1990
92. Les réacteurs de faible et de moyenne puissance, OCDE, Paris, 1991
93. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. Masaki OKAMURA, Mitsubishi Heavy Industries, Tokyo, 5 juin 1991
94. Les réacteurs passifs du programme ALWR - AP600 - SBWR, par P. BERBEY et M. VIDARD, EDF-SEPTEN, communication faite aux journées de la SFEN "les réacteurs du futur", Paris, 28 et 29 mai 1991
95. PIUS, a new generation of water reactors, by K. HANNERZ, L. NILSSON et C. SUNDQVIST, Nuclear Europe Worldscan, 11-12/1990
96. PIUS et SIR : deux projets révolutionnaires, par G.M. GAUTIER et A. LERIDON, communication faite aux journées de la SFEN " les réacteurs du futur", Paris, 28 et 29 mai 1991

97. la Lettre d'Amérique de l'Attaché pour les Questions nucléaires près l'Ambassade de France aux Etats-Unis, Washington, 13 juillet 1991
98. Communication de M. BOUCHARD, Marcoule, 11 mars 1991
99. Communication de M. LACROIX, Directeur de la centrale électronucléaire de Creys-Malville, Creys-Malville, 13 mai 1991
100. Jacques BOUCHARD, Directeur des Réacteurs Nucléaires, Dépêche AFP, 25 juillet 1991
101. Rapport annuel 1990, CEA, Paris, 1991
102. La Tribune de l'Expansion, 29 octobre 1991
103. Dépêche AFP, Tokyo, 28 octobre 1991
104. Pierre BACHER, Directeur technique, Direction de l'Équipement, EDF, Communication lors de la table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991
105. Memo, Groupe Framatome, Paris, juillet 1990
106. Rapport annuel 1990, Framatome, Paris, 1991
107. Nucleonics Week, June 13, 1991
108. La Tribune de l'Expansion, 6 juin 1991
109. Agefi, 15 mars 1991
110. Entretien de M. Claude BIRRAUX avec M. Jean-Claude LENY, Paris, 20 juin 1991
111. Nucleonics Week, June 13, 1991
112. Enerpresse n° 5339, 10 juin 1991
113. Enerpress n° 5267, 20 février 1991
114. L'Usine nouvelle, 20 juin 1991
115. Les Echos, 22 octobre 1991
116. Tranches nucléaires en France, situation au 1er octobre 1990, Direction de la Communication, CEA, Paris, janvier 1991
117. Rapport d'activité 1990, Direction de la Sécurité des Installations Nucléaires, ministère de l'industrie, Paris, 1991
118. Financial Times, June 6, 1991

119. Dominique VIGNON, Vice-Président Directeur technique, NPI, table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991

120. Nucleonics Week, October 31, 1991

121. Communiqué de Framatome adressé à M. BIRRAUX, Paris, 8 novembre 1991

122. La Tribune de l'Expansion, 27 novembre 1991

123. Document Presentation to British Nuclear Utilities, NPI, June 1991

124. Entretien avec M. Dominique AUVERLOT, chargé de la 2ème sous-direction, Service Central de Sécurité des Installations Nucléaires (SCSIN), Paris, 30 novembre 1990

125. Nucleonics Week, January 3, 1991

126. Le Monde, 22 janvier 1991

127. Development woes force EDF to abandon I&C system for N4, Nucleonics Week, Vol. 32 No.1, New York, January 3, 1991

128. M. M. LAVERIE, Directeur de la Sécurité des Installations Nucléaires, communication faite à la table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991

129. M. QUENIARD, Directeur délégué à la sécurité, Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire, communication faite lors de la table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991

130. MM. LALLEMENT et SCHWARTZ, CEA, communication faite lors de la table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991

131. M. DREVET, CEA, communication faite lors de la table ronde organisée par M. BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991

132. L'évaluation probabiliste de la sécurité dans la gestion des centrales nucléaires, rapport établi par un groupe d'experts du comité de l'AEN sur la sécurité des installations nucléaires, AEN-OCDE, Paris, 1989

133. L'évaluation probabiliste de la sécurité dans la gestion des centrales nucléaires, rapport établi par un groupe d'experts du comité de l'AEN sur la sécurité des installations nucléaires, AEN-OCDE, Paris, 1989

134. Etude probabiliste de sûreté d'une tranche du Centre de Production Nucléaire de Paluel (1300 MWe), Electricité de France, 31 mai 1990
135. Rapport annuel d'activité 1989, IPSN-CEA, Paris, 1990
136. Sûreté nucléaire 1989, rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF, Paris, 1990
137. Sûreté nucléaire 1990, rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF, Paris, 1990
138. Communication de M. D. VIGNON, Directeur technique de NPI, Paris, 20 juin 1991
139. Jean-Claude WANNER, Ingénieur de l'Armement, communication faite lors de la table ronde organisée par M. Claude BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 1er octobre 1991
140. Pour améliorer la sûreté nucléaire : le facteur humain, contribution de la CFDT aux travaux du groupe de prospective "enregie" du Plan, Paris, 29 mai 1990
141. Jean-Paul SCHAPIRA, cabinet du ministre de l'environnement, communication faite lors de la table ronde organisée par M. Claude BIRRAUX, Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, Paris, 2 octobre 1991
142. Accidents de dilution, fiche d'information sur la sûreté nucléaire, CFDT, Paris, 10 octobre 1990
143. Communication de M. J. SCHERRER, Directeur-adjoint, Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Paris, 10 octobre 1992
144. La centrale nucléaire de A à Z, Electricité de France, Paris, 1986
145. Rapport sur les conséquences de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl et sur la sûreté et la sécurité des installations nucléaires, par MM. Jean-Marie RAUSCH et Richard POUILLE, n° 1156 (Assemblée nationale-huitième législature) et n° 179 Sénat (1987-1988), Paris, décembre 1987
146. Nucleonics Week, July 18, 1991
147. Note préparée pour M. BIRRAUX, SEPTEN, Direction de l'Equipement, EDF, 25 septembre 1991

RECOMMANDATIONS

I. Autorité de sûreté et soutien technique

- 1ère proposition : une création de postes supplémentaires à la DSIN et dans les DRIRE avait été demandée par l'Office dans son rapport pour 1990. Les mesures prises en 1991 (+6 postes) en 1991 et en 1992 (15 postes demandés et 6 obtenus vraisemblablement) doivent être amplifiées pour, notamment, offrir des perspectives de carrière aux inspecteurs et autres personnels de la DSIN et des DRIRE.
- 2ème proposition : les membres de l'Office, unanimes, appelle solennellement la DSIN qui s'est vu dotée, conformément aux recommandations 1990, d'une sous-direction des relations internationales, à renforcer sa coopération avec les Pays de l'Est en liaison avec son appui technique, l'exploitant et le constructeur.
- 3ème proposition : il est demandé au ministre de l'industrie de définir les crédits individualisés de l'IPSN dans le projet de loi de finances pour 1992, avant la fin de la discussion budgétaire.

II. Exploitants

- 4ème proposition : le rapport annuel établi par l'Inspecteur général de la sûreté nucléaire du CEA sur les installations nucléaires civiles de ce dernier est rendu public.
- 5ème proposition : la COGEMA est invitée à remettre au Parlement sous couvert de l'Office parlementaire un rapport régulièrement actualisé sur les bilans matières de l'établissement de la Hague, concernant les entrées, les sorties et les stocks de matières nucléaires, de combustibles usés et de déchets de tout type.
- 6ème proposition : à propos des opérations de maintenance et de la réforme en cours sur ce sujet à Electricité de France, l'Office souligne l'importance des orientations actuelles en vertu desquelles les impératifs de sûreté priment en toute circonstance.

III. Radioprotection

7ème proposition : il est rappelé que le rôle des exploitants dans le respect des obligations de protection contre les rayonnements ionisants est fondamental, ainsi que dans l'application de dispositions réglementaires concernant le suivi dosimétrique des travailleurs extérieurs.

8ème proposition : l'Office demande que la protection contre les rayonnements ionisants relève du plus haut niveau de responsabilité dans les ministères de la santé et du travail. Par ailleurs, les ministères de la santé et du travail sont invités à étudier une extension éventuelle des compétences des CHSCT dans le domaine de la radioprotection.

9ème proposition : 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 de données et comprenant l'équipement en terminaux des médecins du travail des exploitants et des entreprises sous-traitantes ou de ceux dont elles dépendent.

IV. Vieillesse des installations nucléaires et management des ressources humaines

10ème proposition : le CEA et l'IPSN renforcent leurs études et recherches sur le vieillissement des centrales, et mettent en oeuvre des coopérations internationales à cet effet.

11ème proposition : l'autorité de sûreté donne une impulsion aux programmes de recherche mis en oeuvre par EDF sur le vieillissement des centrales et coordonne les efforts français dans ce domaine.

12ème proposition : l'autorité de sûreté est invitée à compléter la palette de ses appuis techniques en mettant en place des relations contractuelles avec des centres d'expertise en management industriel bénéficiant d'une expérience dans différentes industries.

V. Environnement et Information

13ème proposition : les méthodes utilisées pour la réalisation d'un point zéro doivent être les plus performantes du moment. La plus large

publicité doit être faite sur les résultats et les méthodes utilisées lors de la réalisation de ce point zéro. Au cas où de nouvelles méthodes d'analyse plus précises apparaissent après la réalisation du point zéro, il convient de les utiliser immédiatement pour réaliser un point zéro relatif différé. Les chiffres communiqués doivent être des valeurs chiffrées assorties d'une marge d'erreur.

14ème proposition : afin d'améliorer l'information du public, la rubrique concernant Superphénix sur le serveur Magnuc est développée et comporte notamment les mesures des émetteurs alpha et, périodiquement, des données concernant le plutonium dans l'environnement.

15ème proposition : il est demandé au ministre de l'industrie d'étudier les moyens d'une meilleure information du public sur les travaux des groupes permanents.

16ème proposition : lorsque plusieurs installations nucléaires de base sont présentes dans une même aire géographique, les autorisations de rejets sont données par l'autorité chargée de la radioprotection, installation par installation, avant leurs démarrages respectifs. Une synthèse régulièrement publiée des mesures concernant la radioactivité dans l'environnement complète les informations données par les exploitants.

VI. Renforcement et ouverture de l'autorité chargée de la radioprotection

17ème proposition : il est créée une Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants au ministère de la Santé, directement rattachée au ministre, et mise à disposition, en tant que de besoin, du ministre du Travail :

- . la Direction de la Protection contre les Rayonnements Ionisants est chargée de la définition de la réglementation et de son application
- . la DPRI reçoit pouvoir, par délégation des ministres de la Santé et du Travail, de suspendre temporairement et à titre conservatoire l'activité des installations dont le fonctionnement met en danger la santé des travailleurs et la sécurité de l'environnement
- . le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) constitue l'appui technique de la DPRI
- . le SCPRI est chargé du contrôle de la radioprotection des travailleurs et du contrôle des installations nucléaires.

- . les moyens du SCPRI sont accrus afin de lui permettre de faire évoluer ses capacités de traitement de l'information.
- . la DPRI reçoit la mission et la responsabilité de promouvoir la réalisation d'études épidémiologiques permettant d'avancer dans la connaissance des risques induits par la radioactivité.
- . il est créé, auprès du Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants, quatre groupes permanents chargés de l'étude des problèmes que posent en matière de sécurité des personnels, de la population et de l'environnement, la création, la mise en service, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif et le déclassement des installations nucléaires de base et de leurs annexes et de toute installation comportant des appareils produisant des rayonnements à usage médical ou industriel.
- . les quatre groupes permanents traitent respectivement des questions suivantes :
 - épidémiologie et étude générale des effets sur la santé des rayonnements ionisants,
 - santé et sécurité des travailleurs des installations nucléaires de base et des populations concernées par ces installations,
 - santé et sécurité des travailleurs des autres installations utilisant des sources permanentes ou temporaires de rayonnements ionisants,
 - effets des rejets de radioéléments sur l'environnement.
- . les présidents des groupes permanents sont respectivement nommés, pour une durée de trois ans renouvelable et sur proposition du Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants, par le ministre de la santé pour le groupe permanent "épidémiologie", par les ministres de la santé et du travail pour les groupes permanents "installations nucléaires de base" et "autres installations utilisant des sources permanentes ou temporaires de rayonnement" et par les ministres de la santé et de l'environnement pour le groupe permanent "environnement".
- . le Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants et le Directeur du SCPRI assistent aux réunions des groupes permanents. Le SCPRI joue le rôle de rapporteur lors des séances des groupes permanents.
- . la composition des groupes permanents est fixée par décision ministérielle selon les attributions indiquées ci-dessus pour la nomination des présidents.

le ministre de la santé est chargé de mettre en place un réseau de laboratoires agréés pour les mesures de radioactivité dans l'environnement. L'agrément est donné par le ministre de la santé lui-même, après avis d'une commission d'agrément. Cette commission d'agrément est composée du Directeur de la Protection contre les Rayonnements Ionisants et des Présidents des quatre groupes permanents.

VII. Commissions départementales d'information et de surveillance CDIS

18ème proposition : il est créé dans chaque département comprenant au moins une installation nucléaire de base une commission départementale d'information et de surveillance, dotée de moyens de fonctionnement, selon la proposition de loi présentée page 251 du rapport et dont le texte pourra subir des modifications de manière à tenir compte de ce qui est du domaine du législatif et de ce qui est du domaine réglementaire.

VIII. Réacteurs du futur

19ème proposition : le CEA et l'IPSN sont invités à faire connaître leur position sur la filière IFR.

20ème proposition : le constructeur et les organismes de recherche nucléaire, ainsi que l'autorité de sûreté sont invités à faire connaître leur point de vue sur la question des réacteurs de faible ou moyenne puissance

21ème proposition : les contraintes de la gestion du cycle du combustible sont intégrées aux recherches sur les réacteurs du futur et à cet effet sont poursuivies toutes les recherches nécessaires sur les différents types de combustibles et de coeurs associés, et en particulier sur les réacteurs RCVS.

22ème proposition : la DPRI et le SCPRI sont associés au groupe de recherche du CEA sur le piégeage du césium.

23ème proposition : il est demandé au Gouvernement de mettre en place les conditions d'une coopération plus étroite entre les autorités de sûreté française et allemande et la filiale commune de Framatome et Siemens - Nuclear Power International - pour aboutir rapidement à la définition d'un réacteur commun.

24ème proposition : il est demandé au Gouvernement de mettre en place les conditions d'une commande test par la France et

l'Allemagne d'un réacteur prototype de la nouvelle génération destiné à servir de référence pour l'exportation. Ce cas concret de coopération se prolongerait ensuite par une recherche et des démonstrations communes de concepts de sûreté.

IX. Renouvellement de la saisine de l'Office

25ème proposition : l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques demande aux Bureaux des deux Assemblées le renouvellement de la saisine sur "le contrôle du contrôle" de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Cette mission porterait sur les points suivants :

- . suivi des recommandations de l'Office et de leur mise en oeuvre.
- . suivi de l'action de sauvegarde engagée dans les Pays de l'Est.
- . problèmes liés à l'utilisation de l'énergie atomique civile dans les Pays en Voie de Développement.
- . étude de l'organisation de la sûreté des entreprises travaillant aux côtés des principaux acteurs: Eurodif, Comhurex, FBFC, sous-traitants principaux.
- . étude des problèmes liés au transport de matières radioactives.
- . étude et suivi des problèmes liés à la mise en oeuvre des Plans particuliers d'intervention en relation avec la Sécurité civile.
- . évolution des données sur les avancées de la recherche concernant les réacteurs du futur.
- . reprise de la proposition du rapport 1990 sur le suivi de l'action de l'autorité de sûreté sur la question du MOX.

EXAMEN ET ADOPTION DU RAPPORT PAR L'OFFICE

L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques a examiné le rapport sur le contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires présenté par M. Claude BIRRAUX, le mardi 3 décembre 1991.

La séance est ouverte à 17h10 par M. le Président Jean-Yves LE DEAUT qui rappelle succinctement les conclusions de la réunion précédente de l'Office au cours de laquelle les principales orientations du rapport ont été examinées.

M. BIRRAUX donne lecture de l'avant-propos de son rapport et des réponses du ministre de l'industrie aux recommandations du rapport 1990, qui, pour une grande part, ont été suivies d'effet.

Il présente ensuite les propositions de recommandations du rapport 1991, en souhaitant que chaque grande partie fasse l'objet d'un commentaire des membres de l'Office.

En réponse à MM. PERREIN et POUILLE, le rapporteur insiste, dans la première proposition, pour que des perspectives de carrière motivantes soient proposées aux inspecteurs de la DSIN, afin de pallier les inconvénients des trop fréquentes rotations de personnel qui annihilent le bénéfice du retour d'expérience.

M. Jean-Yves LE DEAUT insiste très fortement sur la nécessaire coopération internationale dans le domaine de la sûreté des centrales des Pays de l'Est. Tout nouvel accident aurait des conséquences catastrophiques pour les populations et condamnerait de façon irréversible la filière nucléaire.

M. le Rapporteur informe les participants de l'existence du programme PHARE mis en place par la CEE. Ce programme qui comprend un volet d'assistance pour la sûreté des centrales, présente des difficultés de mise en pratique liées aux vérifications scrupuleuses des conditions d'appel d'offre effectuées par le Commissaire Sir Leon BRITTAN.

M. BATAILLE intervient sur la cinquième proposition, en insistant sur la nécessité pour le Parlement de connaître les situations initiales en matière de radioactivité dans l'environnement, avant la construction d'une installation nucléaire de base.

M. Jean-Yves LE DEAUT insiste pour que ces informations soient fournies et rappelle qu'il lui a été nécessaire d'intervenir en séance publique, lors de la seconde lecture du projet de loi sur la gestion des déchets nucléaires pour apprendre du ministre de l'industrie, la situation réelle des stocks de

déchets étrangers anciens dont les contrats de retraitement, datant d'avant 1976, ne prévoient pas la reprise.

La transparence doit être totale, sauf à perdre toute crédibilité.

Au sujet de la radioprotection, à la demande de M. le Président, le rapporteur indique que les délais de mise en place du suivi dosimétrique des travailleurs extérieurs l'ont conduit aux propositions du chapitre VI.

En réponse à des questions de M. POUILLE sur le vieillissement des installations nucléaires et en particulier sur celles des Pays de l'Est, le rapporteur indique que deux approches existent. L'approche théorique recommande un arrêt le plus tôt possible. L'approche pragmatique, défendue notamment par les experts de l'AIEA, considère que les problèmes économiques, sociaux et humains posés par un arrêt doivent conduire au maintien du fonctionnement dans les meilleures conditions possibles.

M. LAFFITTE fait part des observations qu'il a pu faire en Allemagne orientale. Dans ces Lander comme dans d'autres pays de l'Est, des efforts considérables sont à faire pour la réhabilitation des sols. Compte-tenu des niveaux de pollution atteints et des besoins en énergie de ces pays, le nucléaire soumis aux normes de sûreté occidentales devrait constituer une source d'énergie importante.

Sur le chapitre V des propositions, M. Jean-Yves LE DEAUT affirme la nécessité de recourir à la multiexpertise, afin de prévenir les contre-expertises "sauvages", sources de polémiques.

M. BATAILLE constate qu'à la suite d'une période où le nucléaire était considéré comme un "domaine réservé" aux seuls spécialistes - toute prise de position émanant de l'extérieur étant entachée de suspicion -, Tchernobyl aurait provoqué une sorte de complexe rétrospectif expliquant l'attitude frileuse actuelle du service public face à toute remise en question.

A M. CHEVALLIER qui s'interroge sur la publication des mesures de radioactivité dans l'environnement, M. BIRRAUX présente les réalisations télématiques MAGNUC et le service TELERAY du SCPRI. M. BIRRAUX souligne que les informations données doivent être claires et précises, la crédibilité de l'action de l'Etat dans le nucléaire dépend de la qualité et de l'exhaustivité de l'information que ses services fournissent.

M. le Rapporteur, en réponse à M. DESTOT, insiste sur le renforcement du contrôle tel qu'il est prévu par la création de la DPRI. M. Jean-Yves LE DEAUT déplore que le SCPRI n'ait pas, actuellement, le pouvoir de fermeture même temporaire d'une installation. Il faut, selon lui, une direction qui dispose d'un pouvoir de police. M. BIRRAUX insiste sur le rôle d'appui technique joué dans le nouveau schéma par le SCPRI, rôle primordial pour le bon fonctionnement de cette direction.

Sur la proposition de loi concernant la constitution de Commission Départementale d'Information et de Surveillance, en réponse à M. POUILLE qui s'étonnait du cadre choisi - le département plutôt que la région -, M. le Rapporteur montre que ce n'est qu'à proximité de l'installation que la

commission peut susciter l'intérêt de la population et la motivation de ses membres. M. LE DEAUT souligne que la participation de la région est assurée dans les commissions, lorsque les installations sont situées en limite de département.

M. LE DEAUT insiste sur l'importance de la mission de surveillance donnée aux commissions, qui implique la possibilité de procéder à des expertises.

Concernant la composition des commissions départementales d'information et de surveillance (CDIS), M. DESTOT regrette que l'on qualifie les personnes invitées à y participer par leur profession. M. le Rapporteur insiste sur le rôle très spécifique des médecins, qui doivent y avoir un ou des représentants, puisqu'ils sont appelés à jouer un rôle important dans la mise en oeuvre des plans particuliers d'intervention.

M. le Président déplore que l'environnement ne relève pas de la loi. Si l'on tient compte du fait qu'une loi a un impact plus fort dans l'opinion publique qu'un règlement, il conviendrait d'affermir l'existence des commissions départementales d'information et de surveillance par un texte de loi.

M. le Rapporteur insiste sur la nécessité de créer une CDIS dès le projet de création d'une installation nucléaire de base, afin qu'elle puisse en suivre tous les développements, de l'enquête publique précédant sa création jusqu'à son démantèlement.

En réponse à M. LE DEAUT qui s'interrogeait sur la sûreté et l'avenir de Superphénix, M. le Rapporteur rappelle qu'il n'entend se substituer en rien à ceux qui ont la charge de veiller sur la sûreté de l'installation et de décider de son avenir.

Le Rapporteur a réaffirmé que sa mission consiste à informer le Parlement et l'opinion sur le fonctionnement du contrôle de la sûreté, à vérifier que le système de contrôle a les moyens de remplir la mission qui lui est confiée et à proposer d'éventuelles améliorations.

S'agissant de Phénix et de Superphénix, M. BIRRAUX a assisté aux réunions du groupe permanent "réacteurs" consulté par le Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires sur la situation de ces installations. M. BIRRAUX a constaté que la sûreté est bien le seul critère déterminant dans les avis et les recommandations de ce groupe. Par ailleurs, l'autorité de sûreté dispose bien des moyens d'exercer sa mission et de faire appliquer ses décisions sur ces questions.

L'examen des propositions achevé, la question de la demande d'un renouvellement de la saisine est examinée, ainsi que celle des études à développer le cas échéant. Après intervention de M. LE DEAUT et de M. DESTOT, les axes prioritaires sont adoptés dans le libellé et l'ordre annoncés.

Après avoir souligné le remarquable travail accompli par le Rapporteur, M. le Président propose l'adoption du rapport.

Le rapport est adopté à l'unanimité.

SIGLES UTILISES DANS LE RAPPORT

| | |
|------------|---|
| . ABB : | Asea Brown Boveri |
| . ABWR : | Advanced Boiling Water Reactor |
| . AEN : | Agence pour l'Energie Nucléaire de OCDE |
| . AIE : | Agence Internationale de l'Energie |
| . AIEA : | Agence Internationale pour l'Energie Atomique ou Agence de Vienne |
| . ALMR : | Advanced Liquid Metal Reactor |
| . ALWR : | Advanced Light Water Reactor |
| . AP-600 : | Advanced Pressurized water reactor de 600 MWe |
| . APWR : | Advanced Pressurized Water Reactor |
| . ATR : | Advanced high Temperature Reactor |
| . BWR : | Boiling Water Reactor |
| . CE : | Combustion Engineering |
| . CEA : | Commissariat à l'Energie Atomique |
| . CPN : | Centre de Production Nucléaire |
| . CSSIN : | Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires |
| . DMP : | Dispositifs et Moyens Particuliers d'Intervention |
| . DSIN : | Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires |
| . EFR : | European Fast Reactor |
| . EPRI : | Electric Power Research Institute |
| . EPS : | Etude ou Evaluation Probabiliste de Sûreté |
| . GE : | General Electric |
| . GDL : | Groupe des Laboratoires (EDF) |
| . HTR : | High Temperature Reactor |
| . IFR : | Integral Fast Reactor |
| . INPO : | Institute of Nuclear Power Operation |
| . IPS : | Matériel Important pour la Sûreté |
| . IPSN : | Institut de Protection et de Sûreté Nucléaires |
| . ISR : | Ingénieur Sûreté Radioprotection |
| . KWU : | KernkraftWerke - division production d'énergie de Siemens |
| . LMR : | Liquid Metal Reactor |
| . LOCA : | Loss of Coolant Accident |
| . MHI : | Mitsubishi Heavy Industries |
| . MHTGR : | Modular High Temperature Reactor |
| . MWe : | MegaWatt électrique |
| . MWth : | MegaWatt thermique |
| . NPI : | Nuclear Power International (filiale commune Framatome - Siemens KWU) |
| . NRC : | Nuclear Regulatory Commission |
| . OCDE : | Organisation pour la Coopération et le Développement Economique |
| . PPI : | Plan Particulier d'Intervention |
| . PUI : | Plan d'Urgence Interne |
| . PWR : | Pressurized Water Reactor |
| . RCVS : | Réacteur convertisseur à variation de spectre |

| | |
|--------------|---|
| . REP : | Réacteur à eau pressurisée |
| . REP 2000 : | Réacteur à eau pressurisée pour les années 2000 (EDF) |
| . RNR : | Réacteur à neutrons rapides |
| . SCPRI : | Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants |
| . SCSIN : | Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (dénomination depuis 1991: DSIN) |
| . SBWR : | Small Boiling Water Reactor |
| . SIR : | Safe Integral Reactor |
| . SPWR : | Small Pressurized |
| . TMI : | Three Mile Island |
| . UKAEA : | United Kingdom Atomic Energy Agency |
| . UNGG : | Uranium Naturel Graphite Gaz |
| . VVER : | Réacteur soviétique à eau sous pression |
| . WANO : | World Association of Nuclear Operators |

REMERCIEMENTS

Votre Rapporteur tient à adresser ses remerciements les plus vifs à toutes les personnes qui, en France comme à l'étranger, l'ont aidé à mettre au point les modalités pratiques de sa mission, et en particulier :

. CEA :

- Mme Geneviève EPRON
- M. Pierre TREFOURET

. EDF :

- M. Michel DERDEVET
- Mme Laurence HEZARD
- M. Guy ROY

. Ambassade de France aux États-Unis :

- M. Bertrand DE GALASSUS, Attaché pour les Questions Nucléaires
- M. Vincent ROBERT, VSNA, Attaché Assistant

. Ambassade de France au Japon :

- M. Pierre MORIETTE, Attaché pour les Questions Nucléaires

. Ambassade de France en RFA :

- M. Gérard GOURIEVIDIS, Attaché pour les Questions Nucléaires