

LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE EN FRANCE

AVERTISSEMENT AU LECTEUR

LE MINISTÈRE DE L'INDUSTRIE ET DE LA RECHERCHE PUBLIE LA COLLECTION « LES DOSSIERS DE L'ÉNERGIE » POUR CONTRIBUER A L'INFORMATION DE CHACUN SUR LES QUESTIONS DE POLITIQUE ÉNERGÉTIQUE.

LES DOCUMENTS QUI COMPOSENT CETTE COLLECTION, DONT CERTAINS SONT DÉJÀ CONNUS DES SPÉCIALISTES EN FRANCE ET A L'ÉTRANGER, SONT ÉDITÉS POUR EN FACILITER L'ACCÈS A UN LARGE PUBLIC.

EN LES PUBLIANT, LE MINISTÈRE DE L'INDUSTRIE ET DE LA RECHERCHE N'ENTEND PAS PRENDRE LA RESPONSABILITÉ DE LEUR CONTENU QUI RESTE CELLE DES ORGANISMES OU DES AUTEURS QUI LES ONT ÉLABORÉS, MAIS ASSURER SA MISSION D'INFORMATION D'UNE MANIÈRE AUSSI COMPLÈTE QUE POSSIBLE.

LES DOSSIERS DE L'ENERGIE **4**

LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE EN FRANCE

MINISTÈRE DE L'INDUSTRIE ET DE LA RECHERCHE

Sommaire

Avant-propos	9
 I. — LA SURETÉ NUCLÉAIRE	 11
1) Qu'est-ce que la sûreté nucléaire ?	11
2) Que sont les « installations nucléaires » ?	12
3) Quels sont les inconvénients de l'industrie nucléaire ?	12
4) Quels sont les risques pris en compte au titre de la « sûreté » ?	13
5) Qui assure la sûreté des installations nucléaires ?	14
6) Comment s'exerce l'intervention des pouvoirs publics ?	15
a) les autorisations	15
b) la réglementation technique générale	17
c) la surveillance des installations	18
7) Quelle est l'organisation administrative en matière de sûreté nucléaire ?	18
8) Comment la sûreté est-elle « évaluée » par les pouvoirs publics ?	20
Conclusion	21
 II. — LA SITUATION SUR LE PLAN TECHNIQUE DE LA SURETÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES EN FRANCE	 23
 A. — Réacteurs nucléaires	 23
1) Généralités	23
2) Situation française par filière	24
	5

2. 1. Réacteurs à gaz	24
2. 2. Réacteurs à eau ordinaire	26
a) gainage du combustible	26
b) enveloppe du circuit primaire	27
c) enceinte de confinement	29
d) influence des sites sur les installations	29
e) irradiation du personnel	30
f) effluents et déchets	30
2. 3. Réacteurs à neutrons rapides	31
2. 4. Réacteurs à eau lourde	33
2. 5. Réacteurs expérimentaux et de recherche	33
 B. — Autres installations nucléaires	34
1) Généralités	34
2) Accélérateurs de particules	34
3) Usines et laboratoires	35
3. 1. Les usines de retraitement	35
• effluents gazeux	
• effluents liquides de faible activité	
• déchets liquides provisoirement stockés sur place	
• déchets solides résultant du fonctionnement de l'usine	
3. 2. Les installations où l'on manipule le plutonium 239 ou autres transuraniens	36
3. 3. Les usines de séparation isotopique	36
 C. — Effluents et déchets (Problèmes d'ensemble)	37
1) Production globale d'effluents et déchets à l'horizon 1980-1985 et problèmes correspondants	37
1. 1. Extraction et traitement du minerai	37
1. 2. Fabrication du combustible	37
1. 3. Réacteurs nucléaires	37
1. 4. Retraitement du combustible	38
• effluents gazeux	
• déchets et effluents liquides	
• déchets solides	
1. 5. Transports	39
2) Etudes et recherches	40
2. 1. Effluents gazeux	40
2. 2. Effluents liquides	40
2. 3. Déchets liquides et solides	41
3) Conclusion	41
 D. — Sécurité des sites nucléaires	43

III. — LE DÉCLASSEMENT DES CENTRALES NUCLÉAIRES	45
1) Généralités	45
2) Aspects réglementaires du problème en France	45
3) Référence aux conditions d'arrêt des centrales nucléaires aux Etats-Unis	46
4) Situation actuelle en France	47
a) confinement normal et surveillance de l'installation	47
b) confinement « à 2 barrières »	48
c) démantèlement total	48
IV. — LES EFFLUENTS ET DÉCHETS RADIOACTIFS	51
1) Introduction	51
2) Définitions - Terminologie	51
2. 1. Effluents radioactifs	51
2. 2. Déchets radioactifs	52
2. 3. Activité - Période	52
2. 4. Rappel succinct de notions élémentaires de radioprotection	53
3) Inventaire des effluents et des déchets	54
3. 1. Extraction et traitement des minerais	54
3. 2. Conversion, raffinage, enrichissement, fabrication de combustibles	54
3. 3. Réacteurs	55
3. 3. 1. — Réacteurs, graphite - gaz	55
3. 3. 2. — Réacteurs à eau ordinaire	56
3. 3. 3. — Réacteurs à neutrons rapides	57
3. 4. Usines de retraitement de combustibles	57
3. 4. 1. — Solutions de produits de fission	58
3. 4. 2. — Gaines	58
3. 4. 3. — Effluents gazeux	59
3. 4. 4. — Effluents liquides de faible ou moyenne activité	59
3. 4. 5. — Déchets solides	59
3. 4. 6. — Récapitulation	60
3. 5. Déchets d'origines diverses	60
4) Procédés de traitement ou de stockage - Etat actuel et orientations possibles dans le futur	61
4. 1. Traitement des effluents gazeux	61
4. 2. Traitement des liquides de faible, moyenne ou haute activité	62
4. 3. Traitement des liquides de très haute activité	62
4. 4. Traitement et stockage des déchets solides de faible, moyenne ou haute activité	62

ANNEXES

— Annexe n° 1 - Textes officiels	65
décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires, modifié par le décret n° 73-405 du 27 mars 1973 ..	65
décret 73-278 du 13 mars 1973 portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires, au ministère du développement industriel et scientifique	70
décret n° 75-713 du 4 août 1975 instituant un comité interministériel de la sécurité nucléaire	72
— Annexe n° 2 - Bibliographie sur la sûreté nucléaire	74
— Annexe n° 3 — Liste de personnes à consulter sur les problèmes de sûreté nucléaire	83

Avant-propos

La sûreté nucléaire exige une somme d'efforts concertés d'organismes compétents, destinés à prévenir les accidents et à en limiter les effets. Les installations nucléaires présentent en effet des risques indéniables (dangers potentiels et nuisances en marche normale), comme d'ailleurs la plupart des installations industrielles.

Compte tenu de la spécificité des techniques nucléaires et de l'ampleur du programme, les pouvoirs publics ont mis en place des procédures et des structures particulières pour autoriser et surveiller ces installations, afin d'en réduire les risques à un niveau acceptable.

Le présent dossier, préparé par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires du Ministère de l'Industrie et de la Recherche, est destiné à répondre au désir de l'opinion qui souhaite être informée sur les problèmes de sûreté et sur les mesures prises par les autorités responsables.

Il comporte quatre documents distincts.

Les deux premiers concernent la sûreté proprement dite des installations nucléaires :

- « La sûreté nucléaire » (doctrine générale, procédures et organisation),
- « La situation sur le plan technique de la sûreté des installations nucléaires en France ».

Cet ensemble devrait permettre de mieux comprendre quels sont les objectifs et la qualité des mesures qui sont prises pour assurer la sûreté de l'énergie nucléaire en France.

Les deux documents suivants traitent — de façon partielle et provisoire — de deux sujets qui débordent le cadre strict de la sûreté mais qui correspondent à des questions souvent posées par le public :

- « Le déclassé des centrales nucléaires »,
- « Les effluents et déchets radioactifs ».

En annexe à ces quatre documents ont été ajoutés les textes officiels les plus importants, une bibliographie spécifique et une liste de personnes qui peuvent être consultées sur les problèmes de sûreté nucléaire.

I. LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

1) QU'EST-CE QUE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE ?

Si la « sûreté » est, selon la définition du dictionnaire, la situation d'une personne ou d'un groupe « qui est à l'abri du danger, qui ne risque rien », il est facile de montrer que la sûreté n'existe pas. Elle n'a jamais existé. La sûreté absolue du moins.

Nous vivons dans un univers de risques. Les uns sont d'origine naturelle, les autres sont le fait des hommes : de leurs activités, de leur agressivité, de leur carence ou de leur ignorance. Ces risques s'ajoutent ou plutôt se combinent, plus rarement s'excluent. Les uns sont acceptés, voire recherchés par ceux qui ont le « goût du risque », d'autres sont redoutés, bannis, et suscitent la peur. Les mêmes risques peuvent être regardés comme acceptables ou non selon la personne ou le groupe qui en juge, selon qu'ils sont choisis ou imposés, selon les avantages qui en sont la contrepartie, selon les circonstances du moment.

Ainsi en va-t-il des risques nucléaires, et même des risques liés à ce qu'on appelle parfois l'« atome pacifique ». Nul ne songe à nier l'existence de ces risques ; mais il n'est guère possible de *démontrer* de façon rigoureuse qu'ils sont actuellement « acceptables » par tous en fonction des avantages qu'apporte l'énergie nucléaire, et qu'ils peuvent être maintenus tels dans l'avenir au prix de précautions convenables.

Laissant cette question ouverte, les textes réglementaires, et en particulier le décret du 13 mars 1973 (1) qui a créé le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (2), ont donné, par métonymie, une définition concrète de la sûreté des installations nucléaires : c'est l'ensemble des dispositions à prendre, à tous les stades de la conception, de la construction, de l'exploitation et finalement de l'arrêt de ces installations, pour prévenir les accidents et en limiter les effets. C'est à cette définition « technique » qu'on se référera désormais, car il s'agit seulement ici de présenter, de façon aussi objective que possible, quelques éléments du débat sur la sûreté nucléaire.

Eclairer ce débat et le dépassionner autant que faire se peut constitue en soi, dans les circonstances actuelles, un objectif de première importance.

(1) On trouvera le texte du décret du 13 mars 1973 dans l'annexe 1.

(2) Souvent désigné dans la suite du texte par ses initiales S.C.S.I.N.

2) QUE SONT LES « INSTALLATIONS NUCLÉAIRES » ?

Les installations nucléaires sont des installations où sont produites, transformées, mises en œuvre ou stockées des substances radioactives.

Le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 (modifié par le décret n° 73-405 du 27 mars 1973) (1) a défini les installations nucléaires les plus importantes, dites « *installations nucléaires de base* » (I.N.B.), et à ce titre soumises à un régime rigoureux d'autorisations et de surveillance. Ce sont :

- les réacteurs nucléaires fixes,
- les grands accélérateurs de particules (particules d'énergie supérieure à 300 MeV), et, quand la quantité ou l'activité totale des substances traitées ou contenues dépassent certains seuils,
- les usines de préparation, de fabrication ou de transformation de substances radioactives,
- les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets.

On doit cependant remarquer qu'échappent à la définition ci-dessus les réacteurs nucléaires qui font partie d'un moyen de transport, et notamment les réacteurs utilisés pour la propulsion des bateaux civils et militaires. En outre, les installations nucléaires de base intéressant la défense nationale, classées secrètes par le Premier Ministre, échappent à la réglementation définie par les décrets ci-dessus.

3) QUELS SONT LES INCONVENIENTS DE L'INDUSTRIE NUCLÉAIRE ?

Les inconvénients ou dangers possibles liés à l'industrie nucléaire ne se limitent pas à ceux que présentent les « installations nucléaires » définies ci-dessus : en fait, c'est toute l'industrie nucléaire (tant par ses installations que par les substances mises en œuvre) qui présente, comme on dit de nos jours, des « impacts » nombreux et variés sur l'homme et sur l'environnement. Les uns sont incontestablement favorables : ce sont les avantages ou « bénéfices » sur lesquels on ne s'étendra pas ici. Les autres sont ou peuvent devenir des inconvénients, c'est-à-dire des dangers, des gênes ou nuisances, contre quoi il faut se prémunir à raison de l'importance des risques correspondants.

La « sûreté » ayant été définie, comme on l'a vu, comme la prévention des accidents et la limitation de leurs effets, s'intègre donc dans un ensemble complexe d'actions complémentaires qui tendent à assurer ce qu'on désigne parfois, d'un terme plus large, sous le nom de « sécurité nucléaire ».

Le Gouvernement vient d'ailleurs, en créant un « Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire » (décret n° 75-713 du 4 août 1975) (2), de confirmer l'importance qu'à son niveau il attache à cette sécurité.

Une définition implicite de la sécurité nucléaire est fournie par l'énoncé même de la mission du comité, qui « coordonne les actions destinées à assurer la protection des personnes et des biens contre les dangers, nuisances ou gênes de toute nature résultant de la création, du fonctionnement ou de l'arrêt des installations nucléaires, fixes ou mobiles, ainsi que de la conservation, du transport, de l'utilisation et de la transformation des substances radioactives naturelles ou artificielles ».

(1) Le texte du décret du 11 décembre 1963 modifié par le décret du 27 mars 1973 est reproduit dans l'annexe 1.

(2) Le texte du décret du 4 août 1975 est reproduit dans l'annexe 1.

« Plus particulièrement les missions du comité s'étendent :

A la protection des travailleurs et du public contre les rayonnements ionisants et aux mesures à prendre en cas d'accident impliquant un risque radiologique ;

Au rejet des effluents radioactifs et non radioactifs, liquides et gazeux, ainsi qu'aux autres nuisances, pollutions et gênes de toute nature provoquées par des installations nucléaires ;

A la sûreté des installations nucléaires, définie comme l'ensemble des dispositions à prendre pour en assurer le fonctionnement normal, prévenir les accidents ou actions de malveillance et en limiter les effets ;

Au contrôle et à la sécurité des matières nucléaires pendant leur production, leur conservation, leur transport et leur utilisation, y compris les radioéléments artificiels et les déchets, en vue de protéger l'hygiène et la santé publique et d'en éviter les détournements à des fins non autorisées ».

Bien entendu les domaines ci-dessus font déjà, pour la plupart, l'objet de mesures législatives et réglementaires dont l'application est confiée à un ministère ou conjointement à plusieurs d'entre eux. Mais il est apparu que la complexité des mesures à prendre et la nécessité d'informer complètement et objectivement le public appelaient une coordination étroite. Le comité adoptera ou préparera les mesures générales nécessaires à cette coordination. Il coordonnera également l'utilisation des moyens mis à cet effet à la disposition des départements ministériels intéressés et des organismes placés sous leur tutelle. Il fixera enfin les orientations concernant l'information du public et coordonnera les actions en ce domaine.

4) QUELS SONT LES RISQUES PRIS EN COMPTE AU TITRE DE LA « SURETÉ » ?

On se bornera dans ce qui suit à analyser les inconvénients et dangers qui sont, au moins en partie, liés à la nature *nucléaire* des installations, en reprenant une distinction devenue classique :

a) elles sont, en marche normale, directement ou par le rejet de certains effluents, la source de rayonnements ionisants qu'il convient de limiter en-deça des valeurs — très faibles — jugées admissibles pour les travailleurs et les populations exposées ;

b) comme tous les établissements industriels, et notamment ceux où est concentrée de l'énergie, les installations nucléaires industrielles peuvent être, en outre, par suite de circonstances exceptionnelles, le siège d'incidents ou d'accidents, qui se traduisent souvent par une libération brutale d'énergie mécanique, thermique, ou — dans le cas présent — nucléaire, et qui pourraient, si l'on ne prenait des précautions suffisantes, libérer des produits eux-mêmes dangereux (radioactifs ou toxiques).

Comme on l'a dit plus haut, la prévention des accidents (1) et la limitation de leurs effets font l'objet de la « sûreté nucléaire ». A cet ensemble de dispositions, on rattache également les mesures *techniques* destinées à assurer le « fonctionnement normal des installations », sans exposition excessive des travailleurs aux rayonnements (y compris au cours des opérations d'entretien et de réparation) et sans rejets excessifs d'effluents radioactifs (gazeux ou liquides) dans l'environnement.

La protection des personnes contre les rayonnements ionisants résultant de la marche normale des installations — ou, plus généralement, contre les risques radiologiques subsistant en dépit des mesures prises au titre de la sûreté — constitue la « radioprotection ».

(1) Le décret du 4 août 1975 a rattaché à la prévention des accidents celle des « actions de malveillance », qui sont évoquées plus loin.

Elle relève principalement de la connaissance des effets des rayonnements sur l'homme et sur les autres êtres vivants, de la détermination des doses ou concentrations admissibles et d'un système étendu et perfectionné de mesures et de contrôles.

Radioprotection et sûreté nucléaire sont, on le voit, étroitement liés : les seuils admissibles au titre de la protection, et d'une façon générale, les effets des rayonnements sur les êtres vivants sont des « conditions aux limites » dont il doit être tenu compte dans la construction et l'exploitation des installations nucléaires ; inversement, les mesures prises pour prévenir les accidents ont des répercussions sur les niveaux des rayonnements émis à l'extérieur, même en marche normale.

La « connexité » entre la sûreté des *installations* et la radioprotection des *personnes* est tantôt directe, comme dans le cas des travailleurs de l'industrie nucléaire, tantôt indirecte dans le cas des populations exposées : entre les deux disciplines complémentaires prend alors place l'étude du comportement des substances radioactives dans le milieu récepteur, depuis les installations émettrices jusqu'aux personnes exposées, compte tenu notamment des facteurs de transfert (météorologiques, hydrologiques, biologiques).

De même l'organisation des secours, en cas d'accident, fait l'objet de plans particuliers intéressant aussi bien les installations elles-mêmes (plans d'urgence) que l'environnement et les populations (plans ORSECRAD). L'élaboration et l'application de ces plans, et leur articulation indispensable, relèvent à la fois de la sûreté (principalement pour les premiers) et de la radioprotection (principalement pour les seconds).

Enfin, la sûreté concernant avant tout des événements fâcheux qui peuvent résulter, de façon fortuite, de défaillances matérielles ou humaines, voire d'agressions extérieures non intentionnelles (séismes, chutes d'avions...), la protection contre les actes de malveillance (sabotages, détournements de matières) appelle des mesures qui dépassent le domaine technique de la sûreté mais qui présentent avec elle des points communs (1).

Dans ce domaine comme dans les précédents existe déjà une collaboration étroite entre les services publics responsables, que la création du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire, et de son secrétariat général, doit encore renforcer.

5) QUI ASSURE LA SURETÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES ?

On ne saurait nier que les grands réacteurs nucléaires de production d'électricité, les usines de traitement de combustible nucléaire, certains stockages de déchets, présentent un potentiel de danger inhabituel dû à la concentration de quantités importantes de matières radioactives. Ceci justifie que les pouvoirs publics y portent une attention particulière, imposent des contraintes et exercent une surveillance d'une rigueur exceptionnelle, en un mot s'engagent davantage que dans la plupart des autres domaines où ils exercent une mission de même nature.

Mais ils ne sauraient, contrairement à ce qu'on écrit parfois, « assurer la sûreté ». Non seulement la sûreté absolue dont on a vu en commençant qu'elle est utopique, mais même cette sûreté concrète, « opérationnelle », qui a été définie ensuite. Seuls les constructeurs et exploitants d'installations nucléaires sont en mesure de prendre à tout moment les dispositions techniques qu'elle exige, d'en suivre l'exécution, et finalement d'assurer la sûreté. Aux termes de la réglementation nucléaire, c'est d'ailleurs *l'exploitant* d'une installation qui peut seul recevoir l'autorisation de créer cette installation — et toutes les autorisations subséquentes — et c'est lui qui est finalement responsable de sa sûreté.

(1) Voir la note (1) de la page précédente.

Les pouvoirs publics n'en jouent pas moins un rôle essentiel dont les modalités vont être exposées plus loin. S'il fallait le résumer en quelques mots, on pourrait dire que les pouvoirs publics veillent à ce que la sûreté des installations soit « satisfaisante », c'est-à-dire à ce qu'il n'en résulte aucun risque inacceptable pour les travailleurs et pour le public.

6) COMMENT S'EXERCE L'INTERVENTION DES POUVOIRS PUBLICS ?

L'intervention « réglementaire » (1) des pouvoirs publics dans le domaine de la sûreté s'exerce par trois voies principales et complémentaires :

- un système d'autorisations individuelles, concernant chaque installation, après un examen technique approfondi des dispositions destinées à assurer la sûreté,
- l'élaboration et l'application de règles techniques de caractère général concernant la sûreté,
- la surveillance des installations.

a) *Les autorisations*

Aux termes du décret (modifié) du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires, les installations nucléaires de base ne peuvent être créées qu'après une autorisation donnée par décret ; cette autorisation doit normalement précéder tous travaux de caractère irréversible sur le site.

La demande d'autorisation est adressée au Ministre de l'Industrie et de la Recherche, qui en informe les différents Ministres ou Secrétaires d'Etat intéressés : Intérieur, Santé, Agriculture, Qualité de la Vie, Equipement, Culture et Transports.

L'objet du décret du 11 décembre 1963 déborde en effet le domaine de la sûreté proprement dite dont est chargé le Ministère de l'Industrie et de la Recherche (S.C.S.I.N.), puisqu'il a été pris, selon l'exposé des motifs, pour permettre aux installations nucléaires « de s'établir et de se développer sur le territoire national pour y apporter un supplément de prospérité et de puissance, tout en prenant les précautions indispensables pour protéger l'hygiène et la santé publique et assurer la sécurité de la population et des travailleurs ».

La demande est soumise à une enquête locale, sauf lorsque l'installation a déjà fait l'objet d'une enquête préalable à une déclaration d'utilité publique, ce qui est généralement le cas pour les grandes installations telles que les centrales de production d'électricité.

La demande est accompagnée d'une « étude préliminaire de sûreté » donnant les caractéristiques de l'installation et décrivant les dispositions projetées pour en assurer la sûreté. Cette étude est un document très important qui prend, lorsque l'installation comprend un réacteur nucléaire, la forme d'un « rapport préliminaire de sûreté » dont le plan a été défini par l'administration et dont le volume est considérable lorsqu'il s'agit d'une grande centrale de production d'électricité (plus d'un millier de pages, avec de nombreux plans et données chiffrées). L'examen de l'étude ou du rapport préliminaire est confié par le S.C.S.I.N. au Commissariat à l'Energie Atomique, et plus précisément à son Département de Sûreté Nucléaire (2). Les résul-

(1) En fait cette intervention « réglementaire » n'épuise pas le rôle des pouvoirs publics et en particulier, en matière de sûreté, celui du S.C.S.I.N. Il faut y ajouter le suivi et la coordination des travaux de recherche sur la sûreté, les discussions et négociations internationales, les synthèses documentaires et l'information du public...

(2) Les effectifs du Département de Sûreté Nucléaire (D.S.N.) approchent de 350 personnes, dont environ le tiers se consacre aux analyses de sûreté, un autre tiers participant à des études et recherches qui en sont le soutien direct.

La description de son organisation dépasserait le cadre de cet article mais le lecteur pourra à ce sujet se reporter à diverses publications, notamment au numéro spécial des « Annales des Mines » consacré à la sûreté nucléaire (janvier 1974).

tats de cet examen ou « analyse de sûreté » sont ensuite rapportés devant un groupe spécialisé dit « groupe permanent », comprenant des experts nommés par le Ministre de l'Industrie et de la Recherche et des représentants de l'administration (y compris des services locaux concernés). Le groupe permanent, placé auprès du S.C.S.I.N., transmet à ce service son avis sur la sûreté de l'installation projetée et sur les conditions dont devra être assortie, éventuellement, l'autorisation de création.

Muni de cet avis, des résultats de l'enquête locale, des observations éventuelles des Ministres informés de la demande, le S.C.S.I.N. établit un projet de décret d'autorisation et en saisit pour avis la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (1) qui regroupe des représentants des différents ministères et organismes concernés ainsi qu'un certain nombre de personnes choisies en raison de leur compétence.

Le projet de décret, éventuellement amendé pour tenir compte de l'avis de la C.I.I.N.B., doit recevoir l'avis conforme du Ministre de la Santé avant d'être soumis à la signature du Premier Ministre.

Le décret est pris sur le rapport du Ministre de l'Industrie et de la Recherche (et éventuellement du Ministre dont relève l'établissement). Il fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation ainsi que les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant sans préjudice de l'application des règlements de caractère général, concernant notamment la sûreté des installations. Les prescriptions particulières concernent elles-mêmes, pour l'essentiel, les principales dispositions de sûreté de l'installation mais concernent aussi, autant que de besoin, la protection de l'environnement contre les nuisances possibles de l'installation, la protection de celle-ci contre les agressions extérieures, etc.

Le décret fixe également les conditions auxquelles est subordonnée la mise en exploitation de l'installation et, plus généralement, les modalités de la procédure ultérieure. En effet, les connaissances relatives à la sûreté de l'installation évoluent au cours même de sa réalisation, ce qui conduit à prévoir des examens complémentaires sanctionnés par des autorisations ministérielles.

Pour les réacteurs nucléaires, ces étapes supplémentaires sont au nombre de deux au moins :

- six mois avant le chargement du réacteur, l'exploitant doit adresser au Ministre de l'Industrie et de la Recherche un « rapport provisoire de sûreté », accompagné de règles générales provisoires d'exploitation. Ce rapport provisoire de sûreté comporte toutes les précisions nécessaires sur la réalisation effective de l'installation et sur les conditions dans lesquelles sera effectuée la montée en puissance. Il est encore plus important et volumineux que le rapport préliminaire et il est examiné dans les mêmes conditions. Le S.C.S.I.N. demande l'avis du « groupe permanent » sur la base de l'analyse faite par le D.S.N. Compte tenu de cet avis, le S.C.S.I.N. pourra proposer au Ministre de donner — ou donner en son nom — l'approbation d'essais de mise en service sous réserve de l'observation d'un certain nombre de prescriptions techniques (ou éventuellement de modifications à apporter à l'installation ou aux règles générales provisoires d'exploitation) ;

- avant de procéder à ce que l'on appelle la « mise en exploitation normale » du réacteur (dans un délai fixé par l'autorisation de création), l'exploitant doit enfin soumettre au Ministre de l'Industrie et de la Recherche un rapport définitif de sûreté, accompagné de règles générales définitives d'exploitation. Ce rapport définitif de sûreté, comparable au rapport provisoire, comprendra toutes les précisions nécessaires sur la réalisation effective de l'installation et sur les conditions réelles du début de fonctionnement, ainsi que les enseignements tirés des essais. Il est, lui aussi, examiné et fait l'objet d'un avis du groupe permanent. Compte tenu de cet avis, le S.C.S.I.N. pourra proposer au Ministre de donner — ou donner en son nom — l'approbation de mise en exploitation normale ; il fixera en même temps les prescriptions techniques auxquelles doit se conformer l'exploitant. Bien entendu, l'approbation de mise en exploitation normale peut être subordonnée à un certain nombre de modifications à apporter à l'installation ou aux règles générales d'exploitation.

(1) En abrégé C.I.I.N.B.

Pour les autres installations, peut n'être prévue qu'une étape supplémentaire obligatoire, celle de la mise en exploitation normale.

Mais entre les étapes ci-dessus, qui revêtent un caractère réglementaire et « solennel », prennent place tous les autres « rendez-vous intermédiaires » qu'impose le décret d'autorisation ou qu'appelle l'examen des problèmes rencontrés au cours de la construction et des essais.

Si l'exploitant désire sortir du cadre des prescriptions techniques qui lui ont été imposées, il doit en demander l'autorisation et cette demande sera examinée dans des conditions analogues à la demande initiale.

Enfin, l'arrêt définitif d'une installation exige très généralement une nouvelle autorisation délivrée par décret, compte tenu de la transformation complète de l'installation qu'implique cet arrêt.

La description détaillée des procédures d'autorisation aura pu paraître longue. Il s'y ajoute d'autres procédures particulières telles que celles qui précèdent la déclaration d'utilité publique éventuelle, les prises et rejets d'eau, les rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux.

Cet ensemble complexe est d'abord un reflet de la complexité des problèmes à examiner dans chaque cas. Mais il manifeste surtout le souci qu'ont les pouvoirs publics d'en suivre l'évolution pas à pas et ainsi de protéger, sans faiblesse ni lacune, les intérêts multiples dont ils ont la charge. La création du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire renforcera encore, en les coordonnant, les responsabilités et les missions des ministères intéressés, au service de l'objectif commun de la « sécurité nucléaire ».

b) La réglementation technique générale

La réglementation technique générale concernant la sûreté des installations nucléaires est prise par arrêté du Ministre de l'Industrie et de la Recherche, après avis de la C.I.I.N.B. Elle est élaborée par le S.C.S.I.N. qui peut consulter le groupe permanent compétent.

Un telle tâche est rendue délicate par le caractère encore évolutif des techniques nucléaires et le souci qu'ont les pouvoirs publics, tout en assurant une sûreté convenable, de ne pas gêner cette évolution de façon inutile ou excessive. C'est pourquoi elle est conduite, en France, de façon très prudente : jusqu'ici deux textes seulement, à la vérité très importants, ont été publiés. Le dernier en date est un arrêté du 26 février 1974 relatif au circuit primaire principal des réacteurs à eau.

D'autres textes sont en préparation mais, avant d'aller plus loin dans cette voie, le S.C.S.I.N. a jugé qu'une réflexion approfondie était nécessaire sur le cadre général à adopter pour une telle réglementation et sur les principes fondamentaux de sûreté à retenir pour ce qui concerne les réacteurs. Il a été créé à cet effet un groupe de travail comprenant des représentants de toutes les parties intéressées (constructeurs, exploitants, C.E.A. et administrations concernées). Ce groupe a remis ses conclusions en mai 1975.

A la lumière des travaux réalisés, il apparaît qu'en dehors des principes fondamentaux de sûreté, la réglementation technique générale des réacteurs nucléaires s'articulera en deux niveaux :

- celui des critères généraux, eux-mêmes subdivisés en critères relatifs aux sites, critères relatifs à la conception, critères relatifs à l'assurance de qualité et critères relatifs à l'exploitation,
- celui des prescriptions particulières relatives soit aux critères généraux, soit aux principales fonctions, soit aux principaux composants des réacteurs.

D'ores et déjà, il a été décidé de poursuivre la tâche entreprise par l'élaboration de critères généraux et le S.C.S.I.N. a fait entreprendre la rédaction de premières ébauches qui seront soumises au groupe de travail précité, dont la mission a été prolongée à cet effet.

Parallèlement, des prescriptions particulières seront élaborées et des groupes ad hoc comprenant des représentants des diverses parties intéressées seront en tant que de besoin créés pour faciliter la mise au point de tels projets. C'est ainsi qu'un groupe ad hoc, avec l'aide duquel doit être élaboré un texte relatif aux risques sismiques, vient d'être constitué.

Un autre groupe sera prochainement constitué pour la préparation d'un projet relatif aux risques d'incendie dans les installations nucléaires.

c) La surveillance des installations

La réglementation des installations nucléaires a également prévu que celles-ci seraient soumises à une double surveillance spécifique :

- celle des agents du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (Ministère de la Santé) pour ce qui concerne l'application de la réglementation concernant les rejets d'effluents ;
- celle des inspecteurs des installations nucléaires de base qui dépendent du S.C.S.I.N. pour ce qui concerne la sûreté (le S.C.S.I.N. ayant la charge d'organiser et d'animer cette inspection).

Les inspecteurs des installations nucléaires de base sont explicitement, aux termes du décret du 27 mars 1973, chargés de surveiller, en liaison avec les services locaux intéressés, l'application de la réglementation technique générale des installations nucléaires et celles des prescriptions techniques contenues dans les décrets d'autorisation de création et dans les autorisations ou approbations délivrées par le Ministre de l'Industrie et de la Recherche.

Cette surveillance s'exerce à tous les stades de la construction ou de l'exploitation par des visites sur place, dont les préfetures et les services locaux intéressés sont informés. Les inspecteurs rendent compte de leur mission au S.C.S.I.N., qui informe ces services de leurs résultats, ainsi que les présidents des groupes permanents pour ce qui les concerne. Les inspecteurs des installations nucléaires de base sont d'ailleurs associés aux travaux des groupes permanents.

Les visites des inspecteurs ne peuvent avoir le caractère de vérifications systématiques et exhaustives comme celles que font pratiquer, à titre interne, certains exploitants : elles portent généralement sur des sujets particuliers importants, sans que le pouvoir d'investigation des inspecteurs lors de leurs visites soit pour autant limité. Les visites sont soigneusement préparées avec le S.C.S.I.N. et les équipes de sûreté du Commissariat à l'Energie Atomique.

D'autres contrôles peuvent être prévus par ailleurs par les textes en vigueur. Il en est ainsi de l'inspection du travail et de la surveillance des appareils à pression. Ces contrôles doivent s'exercer en liaison avec les inspecteurs des installations nucléaires de base et les agents du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants.

7) QUELLE EST L'ORGANISATION ADMINISTRATIVE EN MATIERE DE SURETÉ NUCLÉAIRE ?

L'organisation administrative actuelle résulte, pour l'essentiel, du décret du 13 mars 1973 portant création d'un Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire placé auprès du Ministre de l'Industrie et de la Recherche et d'un Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires au sein de ce ministère.

Le Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire a été conçu comme un organisme de conseil et d'appréciation, de haut niveau et largement ouvert (y siégeaient en effet à côté de représentants des différents ministères et établissements publics concernés, un membre de l'Assemblée Nationale, un membre du Sénat et diverses personnalités choisies en raison de leur compétence

technique, économique ou sociale). Il était chargé d'émettre toutes recommandations utiles pour accroître l'efficacité de l'action d'ensemble poursuivie dans le domaine de la sûreté nucléaire et pouvait être consulté sur les projets de dispositions générales concernant ce domaine. Il était également chargé d'apprécier les résultats d'ensemble de l'action poursuivie et notamment celle du S.C.S.I.N.

Au cours de ses deux années d'existence, le Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire s'est penché sur un certain nombre de questions importantes telles que la sûreté des cuves sous pression de réacteurs à eau, les effluents et déchets radioactifs, la sûreté des sites nucléaires, la sûreté des réacteurs à neutrons rapides.

Sa mission va être prochainement reprise et élargie par la création du « Conseil Supérieur de la Sécurité Nucléaire ».

Le S.C.S.I.N. a, dès sa création, regroupé les moyens propres du Ministère de l'Industrie et de la Recherche en matière de sûreté nucléaire, moyens dispersés jusqu'alors entre plusieurs services et très limités en volume ; le développement considérable et l'accélération du programme nucléaire français consécutif à la « crise de l'énergie » ont rendu indispensable un renforcement de ces moyens, qui est en cours.

Mais l'existence du S.C.S.I.N. répond également au besoin, ressenti en France comme dans d'autres pays industrialisés, de mieux distinguer le rôle de l'Etat en tant que promoteur de l'énergie nucléaire et le rôle des pouvoirs publics agissant comme gardiens de la sécurité publique et de l'environnement ; rôles distincts mais complémentaires plutôt qu'opposés.

Aux pouvoirs publics, c'est-à-dire au Ministère de l'Industrie et de la Recherche pour ce qui touche à la sûreté nucléaire, appartiennent la définition de la politique générale et sa mise en œuvre, l'organisation et l'animation d'ensemble, l'élaboration et l'application de la réglementation, la préparation des négociations internationales, etc. Au Commissariat à l'Energie Atomique, établissement public « de caractère scientifique, technique et industriel » placé sous l'autorité du Ministre de l'Industrie et de la Recherche, incombe notamment le soin de « proposer les mesures propres à assurer la protection des personnes et des biens et de contribuer à leur mise en œuvre » dans le cadre fixé par le ministère.

C'est ainsi que le C.E.A. apporte sur le plan technique un appui très important au S.C.S.I.N. : son Département de Sûreté Nucléaire effectue en particulier, comme on l'a vu, les « analyses de sûreté » qui permettent d'évaluer les dispositions de sûreté présentées par les exploitants d'installations nucléaires à l'appui de leurs demandes et d'assortir les autorisations données par les pouvoirs publics de conditions convenables en matière de sûreté. On a pu craindre que le jugement technique des équipes de sûreté du C.E.A. soit biaisé par le fait qu'elles appartiennent à un établissement qui exerce d'autres missions liées à l'utilisation de l'énergie atomique. Outre que rien ne permet jusqu'ici d'étayer de telles craintes, il faut souligner les avantages incontestables que présente, au bénéfice de la sûreté, la compétence indéniable de ces équipes et leurs liaisons étroites avec le reste du C.E.A. et le potentiel technique qu'il représente.

Aux termes du décret qui l'a créé, le S.C.S.I.N. est notamment chargé de mener les procédures d'autorisations relatives aux installations nucléaires, d'élaborer et de faire appliquer la réglementation technique générale concernant la sûreté de ces installations, d'en organiser et d'en assurer la surveillance et, de façon générale, de mettre en œuvre toutes actions techniques du Ministère de l'Industrie et de la Recherche relatives à la sûreté des installations nucléaires.

Il examine pour avis les programmes du Commissariat à l'Energie Atomique qui se rapportent à ce domaine ainsi que les propositions budgétaires correspondantes et suit l'exécution de ces programmes. Il suit également les travaux de recherche et développement des autres établissements publics relevant du Ministère de l'Industrie et de la Recherche (en particulier Electricité de France) dans le domaine de la sûreté nucléaire. Il recueille toutes informations utiles sur les problèmes de sûreté nucléaire et les mesures prises en ce domaine en France et à l'étranger ; il propose et organise l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté.

8) COMMENT LA SÛRETÉ EST-ELLE « ÉVALUÉE » PAR LES POUVOIRS PUBLICS ?

On a dit plus haut que la sûreté est réalisée ou « assurée » par les constructeurs et les exploitants : il leur revient de décrire par quels moyens et d'apporter la preuve que l'objectif ainsi poursuivi est convenablement atteint. Les pouvoirs publics, quant à eux, ont à s'assurer de la validité de cette preuve, à apprécier le degré de sûreté atteint. Tel est l'objet essentiel de l'analyse ou évaluation de sûreté.

Il n'est pas inutile de donner ici quelques indications sur la méthode des analyses de sûreté réalisées au sein du Département de Sûreté Nucléaire du C.E.A. en se référant au cas particulier — mais très important — des réacteurs nucléaires.

Comme on le sait, la protection des personnes contre les conséquences d'un relâchement accidentel des substances radioactives contenues dans un réacteur repose sur l'interposition en série de « barrières » résistantes et étanches. L'analyse de sûreté consiste donc en premier lieu à juger de la « validité » de chacune de ses barrières, c'est-à-dire de son aptitude à remplir ses fonctions, dans les conditions normales de fonctionnement du réacteur et dans des conditions anormales consécutives à des défaillances de matériel ou à des erreurs humaines.

Cette validité s'apprécie, selon une démarche qui s'apparente à la notion américaine de « defense in depth » (défense en profondeur), en distinguant trois étapes successives mais non indépendantes :

- la prévention, par le choix des matériaux, des dimensions, formes et épaisseurs et leur adaptation aux conditions de fonctionnement, avec des marges convenables par rapport aux limites extrêmes à ne pas dépasser,
- la surveillance destinée à détecter toute approche des limites ci-dessus (par pénétration dans les marges de sécurité) de façon à déclencher à temps une action correctrice,
- l'action de sécurité enfin qui, en cas de dépassement des limites et de défaillance effective, a pour objet de prévenir l'émission de produits radioactifs ou d'en limiter l'importance.

Il faut souligner le caractère très rigoureux de la démarche qui consiste, après avoir vérifié la validité d'un dispositif, à imaginer systématiquement sa défaillance pour en prévenir les conséquences. Peu de techniques font l'objet d'une telle exigence.

« Passant à la limite », on étudie même le déroulement d'accidents types de grande ampleur qui impliquent la défaillance simultanée de toutes les barrières et on en déduit un ordre de grandeur des conséquences radiologiques pour le voisinage. Si de telles études apportent des enseignements utiles et synthétisent, en quelque sorte, l'examen des barrières, il ne faut pas perdre de vue leur caractère théorique et surtout les probabilités extrêmement faibles que les accidents imaginés ont de se produire effectivement. A défaut de quoi, on verserait dans un « catastrophisme » tout à fait injustifié.

La notion de « probabilité » présente effectivement une importance fondamentale pour une appréciation correcte des risques. Elle est depuis longtemps utilisée par les équipes de sûreté, qui connaissent bien les avantages mais aussi les difficultés de son emploi (1).

(1) On trouvera quelques indications à ce sujet dans le document suivant (II).

CONCLUSION

Dans un débat qui tend à se passionner, il est bon de s'en tenir le plus possible aux faits. C'est ce qu'on a tenté de faire dans les lignes précédentes, en se bornant essentiellement à ce qui touche les pouvoirs publics et leur action.

Quant aux faits techniques intéressant les installations nucléaires elles-mêmes (1), on rappelle qu'il existe en France environ 70 installations nucléaires de base « civiles » en service, dont une trentaine de réacteurs. Sept d'entre eux sont des réacteurs de production d'électricité, dont les premiers fonctionnent depuis plus de dix ans.

Ceci représente, quoi qu'on dise, une expérience non négligeable mais l'absence d'accidents, en France comme à l'étranger, suscite chez certains le sentiment d'une ignorance qui engendre l'inquiétude.

Il est exact que nous n'avons à déplorer jusqu'ici aucun accident qu'on puisse qualifier de nucléaire et qui ait eu des conséquences pour l'environnement.

Le paradoxe de la sûreté nucléaire sera de maintenir la statistique des véritables accidents dans un état proche du « vide » actuel tout en améliorant notre connaissance des risques. Ce sera aussi, si elle y parvient, son honneur.

(1) Ce sujet fait plus particulièrement l'objet du document suivant (II).

II. LA SITUATION SUR LE PLAN TECHNIQUE DE LA SURETÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES EN FRANCE

Après deux chapitres consacrés l'un à la sûreté des réacteurs nucléaires, l'autre à la sûreté des autres installations (accélérateurs de particules, usines et laboratoires), on trouvera un chapitre consacré aux effluents et déchets (problèmes d'ensemble) et un chapitre consacré à la sûreté des sites nucléaires.

A. RÉACTEURS NUCLÉAIRES

1) GÉNÉRALITÉS

Les réacteurs nucléaires ont largement atteint le stade industriel, en France comme dans le monde. Ils présentent à ce jour un remarquable bilan en matière de sûreté, puisque le nombre d'accidents ayant entraîné des dommages corporels est extrêmement faible, tant pour les installations expérimentales que pour les centrales nucléo-électriques, et qu'on n'a eu à déplorer pratiquement aucune conséquence néfaste pour l'environnement. Peu d'industries peuvent présenter un tel bilan, dû aussi bien au fait que les préoccupations de sûreté sont prises en compte à tous les stades de la conception et de la réalisation qu'à l'attention apportée par les exploitants à minimiser tous les risques liés au fonctionnement.

Un rapport récemment publié aux Etats-Unis et connu sous le nom de rapport Rasmussen, montre que, dans ce pays et pour un parc de 100 réacteurs à eau pressurisée ou bouillante d'une certaine technologie (un réacteur-type a été choisi pour chacune de ces deux filières), la probabilité d'un accident grave serait bien inférieure à la probabilité d'un

accident de même gravité provoqué par une chute d'avion, une explosion, un incendie ou une rupture de barrage, ce qui confirme, dans un domaine déterminé, que les centrales nucléaires atteignent un haut niveau de sûreté.

Il ne faut cependant pas oublier que de telles évaluations s'appuient sur une expérience relativement limitée, mesurée en années de fonctionnement de réacteurs, si on la compare aux programmes électronucléaires actuellement envisagés en France et à l'étranger. En outre, le passage d'un stade de quasi prototypes, réalisés avec un souci extrême de qualité, au stade de la série (1), où la répétition peut certes améliorer la qualité de l'exécution mais où les considérations de rentabilité pourraient devenir prépondérantes, pose dans le secteur nucléaire comme dans d'autres industries le problème du maintien et du contrôle de la sûreté. Par ailleurs, la transposition de techniques d'origine étrangère et l'évolution rapide de ces techniques, qu'il s'agisse des procédés ou des matériels utilisés, exige que la sûreté fasse l'objet d'une attention soutenue et permanente.

On doit rappeler enfin que l'énergie nucléaire présente des risques potentiels d'une importance plus grande que la plupart des autres industries, ce qui oblige à se prémunir contre des événements dont la probabilité serait considérée comme négligeable dans tout autre secteur industriel. Or, l'analyse détaillée de séquences accidentelles de très faibles probabilités constitue une tâche difficile (2) pour laquelle l'expérience accumulée est insuffisante dès lors qu'on se préoccupe d'accidents qui pourraient théoriquement se produire en moyenne une fois au plus par 10 000 ans de fonctionnement de réacteur et que la technologie subit encore une évolution importante.

On comprend ainsi l'accent mis sur les analyses et études de sûreté relatives aux réacteurs dans tous les pays. Cette situation a des répercussions sur les caractéristiques mêmes des projets et les conditions d'exploitation des installations, et elle conduit à un effort considérable de recherche et de développement.

2) SITUATION FRANÇAISE PAR FILIÈRE

Dans les paragraphes qui suivent, on a cherché à indiquer les problèmes particuliers de sûreté qui se posent pour chaque filière de réacteurs, les principales questions techniques à résoudre, les moyens à y consacrer avec un très bref aperçu de la situation à l'étranger et des conséquences sur nos propres problèmes. On y a ajouté des indications sommaires sur les effluents et déchets de chaque type de réacteurs (pour plus de détails, on pourra se reporter au document IV du présent dossier).

2. 1. Réacteurs à gaz

La première génération de cette filière a été constituée en France par les réacteurs à uranium naturel modérés au graphite. Ils représentent en France une puissance installée d'environ 2300 MW électriques (MWe) la dernière unité, BUGEY 1, ayant été mise en service en 1972.

(1) On peut schématiquement considérer qu'en France le passage au stade de la série a été confirmé par la décision d'engager treize tranches nucléaires au titre des programmes 1974-1975 (5 mars 1974).

(2) On notera à ce sujet que la transposition des résultats du rapport Rasmussen aux pays européens ne va pas de soi : les sites européens peuvent être en effet plus peuplés que les sites utilisés aux U.S.A. ; les centrales nucléoélectriques françaises sont, par ailleurs, quelquefois placées dans un environnement industriel beaucoup plus complexe. Enfin, il faut bien noter que les résultats du rapport Rasmussen sont des résultats moyens et qu'ils ne dispensent pas d'examiner en détail le cas de chaque réacteur, faute de quoi d'ailleurs les résultats moyens ne seraient plus valables.

Si l'on met à part quelques difficultés rencontrées au démarrage de certaines unités, inhérentes à la mise en œuvre de toute nouvelle filière nucléaire, le fonctionnement de ces réacteurs est satisfaisant. Leurs effluents et déchets radioactifs sont très faibles ; rapportés à une puissance installée de 1000 MWe, ils peuvent être approximativement évalués comme suit pour un an de fonctionnement :

- effluents gazeux : 14000 Ci (1) constitués essentiellement par l'argon 41 (provenant de l'argon présent dans le gaz caloporteur) (2),
- effluents liquides : de 10 à 30 Ci de nucléides divers,
- déchets solides : une centaine de mètres cubes de déchets divers de très faible activité, non compris les chemises d'éléments combustibles (300 m³ environ) et les déchets inclus dans les éléments combustibles irradiés (qui seront examinés plus loin).

Ce bilan, favorable si on le compare à celui des réacteurs à eau (voir plus loin), ne doit cependant pas faire oublier le caractère particulier de certaines options concernant la sûreté de ces réacteurs : deux barrières (la gaine des éléments combustibles et l'enveloppe du circuit primaire) sont interposées entre les produits de fission et les personnes. La gaine des éléments combustibles étant placée dans des conditions de fonctionnement sévères, des précautions particulières sont prises pour en maintenir l'intégrité :

- refroidissement très sûr des éléments combustibles,
- surveillance permanente de la contamination éventuelle du circuit primaire.

Il faut se souvenir que des erreurs de conduite (surtout si elles sont associées à des défaillances de matériels) peuvent avoir des conséquences sérieuses (exemple : la fusion d'éléments combustibles à Saint-Laurent 1 en 1969).

Bien que présentant des analogies avec ceux de la filière britannique Magnox, les réacteurs graphite - gaz français n'ont pas de références étrangères comparables. Il est donc nécessaire de conserver en France une compétence technique suffisante pour être à même d'évaluer en permanence la sûreté de ces installations et d'émettre les avis nécessaires lors d'incidents de fonctionnement ou de modifications.

D'autre part, on doit mentionner la Centrale de Vandellòs construite en Espagne par les industriels français sur les plans de la Centrale de Saint-Laurent-des-Eaux et dont la régularité de fonctionnement a été tout à fait remarquable en 1974. Pour des raisons évidentes, la France ne peut se désintéresser de la sûreté de cette installation, d'autant plus qu'elle est liée par un accord de coopération avec la Junta de Energia Nuclear espagnole.

Une nouvelle génération de réacteurs à gaz, les réacteurs dits à haute température ou HTR, se développe actuellement, en particulier aux Etats-Unis, et la France est présente dans cette filière par l'intermédiaire des accords signés avec la société General Atomic par le C.E.A. et les industriels groupés au sein de la Société pour les Réacteurs Nucléaires à Haute Température (SHTR). L'acquis obtenu en matière de sûreté en France avec les réacteurs graphite gaz s'avèrerait utile si nous devions nous engager ultérieurement dans un programme HTR ; il convient donc de maintenir un courant d'études dans ce domaine afin de ne pas perdre cet acquis. La SHTR a répondu à un appel d'offres lancé par la Société d'Electricité Ouest de la Suisse et les discussions se poursuivent actuellement avec cette société. Elle a également préparé un rapport de sûreté pour un tel réacteur d'une puissance de 1160 MWe.

(1) Le curie (symbole Ci) est aux termes du décret n° 61-501 du 3 mai 1961 relatif aux unités de mesure (modifié par le décret n° 66-16 du 5 janvier 1966), l'activité radionucléaire (ou radioactivité) d'une quantité de radioélément (ou nucléide radioactif) pour laquelle le nombre de désintégrations par seconde est $3,7 \times 10^{10}$. L'activité d'un gramme de radium est très voisine de un curie (et avait d'ailleurs été, à l'origine, utilisée pour sa définition).

La radioactivité donne naissance à différents types de rayonnements dénommés alpha (α), bêta (β) et gamma (γ). Les particules α sont des particules « lourdes » (à l'échelle de l'atome) chargées positivement et peu pénétrantes ; les particules β sont des électrons, chargées négativement, plus légères et plus pénétrantes que les précédentes. Le rayonnement γ correspond à une émission d'énergie électromagnétique de même nature que la lumière ou les rayons X ; il est d'autant plus pénétrant que sa longueur d'onde est plus courte.

On trouvera dans le document IV des indications sur les effets de ces rayonnements sur les tissus vivants (cf. § 2. 4., page 53).

Toutefois, aux termes du décret n° 75-1200 du 4 décembre 1975 modifiant le décret n° 61-501 du 3 mai 1961, l'unité SI d'activité d'une source radioactive dans le système international d'unités (SI) est le becquerel, qui se définit comme l'activité d'une quantité de nucléide radioactif pour laquelle le nombre de transitions nucléaires spontanées par seconde est égal à 1. 1 Curie vaut $3,7 \times 10^{10}$ becquerels.

(2) Il n'est pas tenu compte du tritium qui se forme par action des neutrons sur le lithium contenu dans le graphite de l'empilement ou des chemises (cf. à ce sujet le document IV, note 1, page 55).

Du point de vue de la production d'effluents, notamment gazeux, les réacteurs HTR se présentent au moins aussi bien que les réacteurs de la filière graphite-gaz. En particulier, les rejets d'argon 41 sont inexistants.

2. 2. Réacteurs à eau ordinaire

En raison de l'ampleur du programme français de centrales nucléaires de production d'électricité faisant appel à des réacteurs à eau ordinaire pressurisée (PWR), on s'étendra davantage sur les réacteurs de ce type, en se limitant autant que faire se peut aux seuls problèmes de sûreté (1).

Il convient en premier lieu de noter que des examens, analyses et études de sûreté ont été pratiqués en France, sur la technique des réacteurs à eau pressurisée depuis plus de dix ans (prototype de sous-marin, centrale de Chooz, chaufferies des sous-marins).

Cependant les différences techniques et les différences d'échelle interdisent une simple transposition des résultats obtenus à l'examen des réacteurs de la génération actuelle. Il faut souligner que l'évolution encore rapide des techniques, la situation mouvante aux U.S.A. tant sur les plans administratif et réglementaire que sur le plan technique sous la pression du public, la difficulté d'accès à des études étrangères et, qui plus est, souvent couvertes par le secret industriel (2), rendent plus difficile l'analyse des dossiers de sûreté présentés. C'est une des raisons qui ont conduit le Ministère de l'Industrie et de la Recherche (S.C.S.I.N.) à conclure en juin 1974 avec l'administration américaine homologue (l'U.S.A.E.C. à l'époque et maintenant la N.R.C.) un accord d'échange d'informations sur les réglementations applicables aux installations nucléaires et spécialement aux réacteurs à eau.

Le développement d'une réglementation technique cohérente en France exige que les organismes de sûreté disposent de moyens importants. Il est à noter qu'un effort considérable est fait en ce sens, au niveau international, non sans implications commerciales d'ailleurs.

On examinera successivement les problèmes de sûreté liés aux « barrières » interposées entre les produits radioactifs et l'extérieur, les interactions possibles des sites avec les installations, l'irradiation du personnel puis les effluents et déchets.

a) Gainage du combustible

Dans les premiers réacteurs à eau ordinaire pressurisée, les gaines sont en acier (exemple : le réacteur de la SENA à Chooz), alors que les nouveaux combustibles sont gainés d'un alliage de zirconium (zircaloy). Plus résistant mécaniquement, l'acier présente l'inconvénient d'absorber des neutrons et de conduire (par diffusion à travers la gaine) à une pollution plus importante du circuit en tritium. Mais il faut aussi noter le risque de réaction zircaloy-eau en cas d'échauffement important de la gaine lors d'un accident de refroidissement.

(1) A côté des réacteurs de production d'électricité, des projets de chaudières de production de vapeur (calogènes) ou mixtes (fourniture d'électricité et de vapeur) sont actuellement développés en France (par Technicatome). Ces chaudières présentent, par rapport aux réacteurs à eau pressurisée actuellement construits pour la production d'énergie électrique, un certain nombre de différences techniques qui devront faire l'objet d'études particulières.

D'autres problèmes soulevés par ce type de chaudières sont liés à l'environnement dans lequel celles-ci, par vocation, pourraient être implantées : voisinage de populations importantes dans le cas de la fourniture de vapeur pour le chauffage urbain, voisinage industriel dans le cas de la fourniture d'énergie à des industries particulières.

Enfin la qualification technique des exploitants, les contrôles qu'ils seront en mesure d'assurer sur la conception et la construction des ouvrages, ainsi que les conditions d'exploitation et d'entretien mériteront une attention toute particulière.

(2) Le secret industriel n'est bien entendu pas opposable aux investigations de l'administration chargée de la sûreté mais il oblige à certaines précautions dans l'utilisation des documents et en complique les modalités d'étude et de discussion.

En 1971, les combustibles PWR semblaient suffisamment éprouvés. Mais c'est alors que les problèmes liés à l'injection de secours (voir plus loin le problème de l'E.C.C.S.) sont apparus et que les limitations imposées par l'A.E.C. sur le fonctionnement des combustibles ont conduit Westinghouse, après General Electric d'ailleurs, à modifier la configuration des éléments combustibles, afin de diminuer la puissance extraite par unité de longueur (ou « puissance linéique »).

Westinghouse a d'abord tenté de maintenir son combustible précédent (dit « 15 x 15 » (1)) à puissance linéique élevée, mais des défauts importants étant apparus sur le combustible (phénomène de « densification » en particulier) au cours du fonctionnement de certaines centrales, la décision a été prise au début de 1973 de mettre du combustible à plus faible puissance linéique (dit « 17 x 17 ») dans les centrales en construction ; E.D.F. a décidé d'adopter cette voie dès la première tranche de Fessenheim.

Ainsi, au moment où l'on pouvait espérer atteindre le stade des résultats statistiques significatifs sur le combustible, un nouveau type d'élément a été introduit par le bailleur de licence américain et des essais sont encore en cours chez Westinghouse. Il y a lieu de s'assurer que ces modifications ne changent pas, dans un sens défavorable, le déroulement estimé des accidents pris en compte pour le dimensionnement de l'installation. En fait, il faut noter que toute modification dans la conception des éléments combustibles est une affaire importante, des changements qui peuvent apparaître mineurs en première analyse risquant de modifier sensiblement la fiabilité et donc la sûreté de ces éléments. C'est pourquoi un nouvel examen est actuellement effectué avant le chargement du combustible de Fessenheim 1.

Il est à noter que l'A.E.C. a publié, au début de 1974, de nouveaux critères relatifs au refroidissement de secours des réacteurs à eau qui limitent notamment la température maximale sur le gainage des combustibles en cas d'accident de dépressurisation à une valeur (1204 °C) inférieure à celle qui était admise précédemment (1260 °C).

b) Enveloppe du circuit primaire

Il s'agit ici de toutes les enceintes sous pression contenant le fluide primaire, et en particulier de la cuve du réacteur et des canalisations qui y sont reliées. Une rupture de l'enveloppe primaire conduirait à des conditions accidentelles graves. Il convient donc, d'une part, de s'assurer d'une excellente qualité de réalisation des enceintes sous pression, et, d'autre part, en cas de rupture, de disposer de systèmes de sécurité permettant de limiter les conséquences de l'accident.

Le premier souci a conduit l'administration à adapter la réglementation des appareils à pression au cas particulier de la réalisation des chaudières nucléaires à eau ordinaire. Un arrêté du 26 février 1974 pris sur la proposition du Directeur de la Technologie, de l'Environnement Industriel et des Mines et du Chef du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires fixe la nouvelle réglementation en la matière : il faut noter que cette réglementation, contrairement aux usages de la réglementation traditionnelle des appareils à pression, demande au constructeur l'établissement de dossiers techniques détaillés préalablement à tout début de fabrication. Il convient toutefois de souligner que la réglementation ne suffit pas, car elle ne peut fixer dans le détail toutes les dispositions à respecter, tant au stade de la conception et de la construction qu'à celui de l'exploitation, pour assurer la sécurité.

Concrètement, tout en respectant les dispositions impératives de la réglementation (obligations de résultats, coefficients de sécurité minimaux, interdictions...) et en suivant, dans toute la mesure du possible, les recommandations dont elle est assortie, les constructeurs se reportent aux règles du bailleur de licence et à son savoir-faire, aux codes de construction (dans le cas présent, le code américain de l'A.S.M.E. est la référence de base, quasi unique à ce jour), aux normes lorsqu'elles existent et aux spécifications contractuelles de l'exploitant.

Le contrôle de l'application correcte de ces dispositions présente une importance fondamentale et une assez grande complexité, compte tenu des rôles complémentaires qu'y jouent

(1) Les « crayons » combustibles d'un assemblage, sont disposés parallèlement, selon un réseau carré de 15 x 15 mailles.

les services du constructeur lui-même, le bailleur de licence et les associations de contrôle qui l'assistent (cas de l'A.S.M.E.), l'exploitant et enfin les représentants de l'Administration française de contrôle.

Cette dernière, sans s'opposer au principe fondamental de la responsabilité finale de l'exploitant, exige qu'un constructeur unique prenne la responsabilité d'ensemble de l'enveloppe du circuit primaire.

Le problème de la cuve est un point fondamental des réacteurs à eau ordinaire pressurisée : en effet, dans les systèmes actuels, une rupture de celle-ci pourrait entraîner la rupture des deux autres barrières, et donc la dispersion dans l'environnement de produits radioactifs ; les précautions prises tendent essentiellement à prévenir une telle rupture, de façon à en réduire le risque à un niveau suffisamment faible. Cette prévention s'exerce en particulier au niveau des spécifications de fabrication et des contrôles tout au long de la vie de la cuve. De grands progrès sont en cours en matière de contrôles non destructifs. Le C.E.A. notamment y consacre un effort important et l'inspection en service des premières cuves livrées à E.D.F. sera effectuée en utilisant très largement un procédé mis au point par cet organisme. Il reste à étendre l'utilisation de tels procédés, en facilitant leurs conditions d'emploi et en vérifiant leurs performances. Le S.C.S.I.N. se préoccupe également du développement des études de métallurgie et de mécanique liées à la chaudronnerie en très fortes épaisseurs et a financé en 1974 une étude sur le domaine de la validité de la mécanique linéaire de la rupture (étude réalisée par Framatome et le C.E.A.).

Une note sur la sûreté des cuves des réacteurs à eau a été présentée par le S.C.S.I.N. devant le Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire le 5 mars 1973. Après une discussion approfondie, le Conseil a conclu que « les précautions prises actuellement en France dans la conception, la construction et le contrôle des cuves de réacteurs destinés aux centrales l'E.D.F. rendent pratiquement impossible une rupture brutale de la cuve entraînant un accident grave, ayant des conséquences pour l'environnement ». Le Conseil a cependant estimé « essentiel que soit maintenue dans l'avenir une rigueur au moins aussi grande, y compris dans le fonctionnement des installations et les contrôles en service, malgré la multiplication des installations et l'accélération du programme d'équipement ».

Si la rupture de la cuve est considérée, dans les conditions ci-dessus, comme pratiquement exclue, il est en revanche imposé que le système puisse « accepter » la rupture brutale d'une grosse tuyauterie primaire sans dommages extérieurs. Un tel accident exige que les dispositifs de secours, qui doivent permettre d'en limiter les conséquences, fonctionnent parfaitement si on veut éviter la rupture des deux autres barrières. Ces dispositifs d'injection d'eau de secours (dits E.C.C.S.) sont destinés à assurer, malgré la défaillance du circuit normal, le refroidissement des éléments combustibles et l'évacuation de l'énergie résiduelle dégagée dans le cœur après l'arrêt de la réaction en chaîne.

Leur capacité à assurer leur fonction avec une fiabilité suffisante doit faire encore l'objet de vérifications, d'autant plus que les conséquences d'un accident du type ci-dessus sont déterminées à l'aide de calculs établis à partir de modèles basés sur des expériences élémentaires (essais à échelle réduite et parfois à échelle 1 sur les différentes phases de l'accident).

Certes des hypothèses pessimistes sont prises en compte à chaque étape du calcul, ce qui doit assurer une marge de sécurité suffisante dans le résultat final, mais aucune expérience globale n'a été faite à ce jour, du moins en vraie grandeur et en pile. Les seules expériences globales (mais hors pile et à échelle réduite) ont été faites aux Etats-Unis, dans le cadre d'un programme commencé en 1967. Au cours de certains essais (Idaho, 1971) il a été observé que l'eau d'injection pouvait ne pas atteindre le cœur mais ces essais n'étaient pas pleinement représentatifs et donnaient sur certains points une très mauvaise idée du phénomène.

Un gros effort est en cours pour améliorer la connaissance des phénomènes physiques en jeu. D'autres expériences sont prévues aux Etats-Unis (programme LOFT sur un réacteur de petite taille) et devraient commencer à la fin de l'année 1975. En France, des études théoriques et des essais sont activement menés, en particulier par le C.E.A. depuis 1969 :

— essais élémentaires, dans les boucles OMEGA et ERSEC à Grenoble, dont les résultats sont dès maintenant exploitables,

— essais globaux (dans le réacteur PHEBUS à Cadarache) dont les premiers résultats seront disponibles vers la fin de 1976.

Dans l'attente des résultats des études et des essais en cours, des précautions supplémentaires sont prises et les constructeurs essaient de tourner la difficulté en diminuant la puissance linéique des combustibles. Aux Etats-Unis, l'A.E.C. a d'ailleurs publié en janvier 1974 de nouveaux critères pour le refroidissement de secours des réacteurs (voir plus haut). Les résultats attendus permettront de vérifier et au besoin de modifier ces critères.

En conclusion, la fiabilité et l'efficacité de l'E.C.C.S. sont deux des points importants pour la sûreté que l'analyse des dossiers des réacteurs à eau pressurisée du programme français a soulignés en 1974. Les incertitudes qui peuvent subsister à ce jour sur ces deux points ne paraissent pas telles qu'on puisse être amené dans l'avenir à remettre ce système en cause de manière fondamentale. Cependant, dans le cas très improbable où il apparaîtrait nécessaire pour la sûreté, compte tenu du résultat des études en cours, de modifier les systèmes de refroidissement de secours, les modifications correspondantes seraient bien entendu exigées sur les centrales en projet ou en exploitation.

Un autre point important pour la sûreté des réacteurs à eau pressurisée, en dehors des problèmes liés au passage au combustible 17×17 , est relatif à la possibilité d'éclatement par survitesse des volants d'inertie des pompes primaires en cas d'accident de dépressurisation. Des études sont en cours pour déterminer la vitesse effectivement atteinte par les volants d'inertie dans un tel cas ; dans l'attente des résultats correspondants, des précautions constructives ont été prises (choix d'acier, conception du volant, protections...).

c) Enceinte de confinement

La troisième barrière, dite « enceinte de confinement », est constituée en général par un bâtiment étanche en béton précontraint, permettant de contenir la pression et les produits de fission consécutifs à l'accident de référence défini plus haut.

Les problèmes de sûreté liés à cette troisième barrière sont multiples car il convient de s'assurer du maintien de la qualité du confinement dans les différentes circonstances accidentelles possibles ; des dispositifs de « suppression de pression » sont prévus en particulier pour diminuer la pression dans l'enceinte en cas de rupture du circuit primaire ; mais il convient aussi de s'assurer que les projectiles internes créés par un accident ou le fouettement des tuyauteries ne viendront pas endommager le confinement ; enfin, en cas de séisme, cette barrière doit conserver son efficacité.

La référence aux réalisations américaines est ici moins précise que pour les deux premières barrières, car l'enceinte de confinement n'est pas incluse dans l'objet de la licence, et les constructeurs n'ont pas accès direct dans ce domaine aux études et dessins qui sont en général le fait de sociétés d'ingénierie indépendantes. L'installation nucléaire formant un tout, une attention particulière est apportée à ces questions tant par l'exploitant que le S.C.S.I.N.

Enfin, il faut noter que l'on demande à l'enceinte de confinement de présenter une résistance suffisante à l'égard des « agressions » externes possibles : chutes d'avions, explosions de matières dangereuses, éclatement de turbines...

d) Influence des sites sur les installations

Les problèmes de sûreté posés par le choix des sites des installations nucléaires ne sont pas propres aux réacteurs à eau. Ils sont évoqués plus loin sur un plan général (cf. D - Sûreté des sites nucléaires).

Mais l'étude des premières tranches du programme de réacteurs à eau d'Electricité de France a mis en évidence des problèmes concrets. On trouvera ci-après l'indication sommaire des principaux d'entre eux, qui sont précisément liés à des « agressions » possibles d'origine externe :

- à FESSENHEIM, la proximité d'un aérodrome militaire allemand,
- à BUGEY, la création d'une importante zone industrielle,
- à TRICASTIN, la proximité de l'usine de séparation isotopique d'EURODIF,

- à DAMPIERRE, la proximité d'un gazoduc,
- à GRAVELINES, la proximité d'un port et d'un stockage pétroliers.

Pour cette dernière centrale, l'éventualité envisagée de la création d'un terminal méthanier dans la zone du port de Dunkerque a posé de difficiles problèmes. Les organes compétents qui apportent leur appui au Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires ont estimé que les connaissances actuelles ne permettent pas de définir avec réalisme une distance minimale d'isolement à respecter entre la centrale nucléaire et le terminal méthanier en vue d'éviter des « risques inutiles ». Il est donc préférable d'éviter jusqu'à nouvel ordre la proximité des deux types d'installations, tout en poursuivant les études qui permettraient éventuellement de préciser les précautions à prendre pour résoudre un tel problème s'il vient à se poser effectivement. Au demeurant, le terminal méthanier projeté à Gravelines n'est pas considéré comme un projet nécessaire et urgent. Par ailleurs, les études se poursuivent pour s'assurer que la centrale présentera une protection suffisante en cas d'accident sur le port et le stockage pétroliers. Ces études et les contacts fructueux établis avec la Direction des Carburants permettent de penser dès maintenant qu'il n'y aura pas de problèmes insolubles dans ce dernier domaine.

Il faut également mentionner les risques d'origine sismique qui ont fait l'objet d'une attention particulière pour les sites de Fessenheim et de Tricastin, dont la séismicité n'est pas négligeable.

e) Irradiation du personnel

Les doses d'irradiation reçues par le personnel dépendent à la fois des conditions de travail et des dispositions techniques des installations, soit directement, soit par les interventions qu'elles rendent nécessaires (entretien, manutentions du combustible irradié, réparations). Ainsi, d'éventuels défauts systématiques affectant les tubes de générateurs de vapeur imposeraient des travaux entraînant des irradiations supplémentaires. Les doses reçues seront, en toute hypothèse, maintenues en deçà des limites réglementaires fixées par le décret n° 66-450 du 20 juin 1966 relatif aux principes généraux de la protection contre les rayonnements ionisants. La réglementation définie par le décret n° 75-306 du 28 avril 1975 relatif à la protection des travailleurs dans les installations nucléaires de base sera strictement appliquée. Cependant, dès lors que ces doses risquent à l'avenir de ne pouvoir être considérées comme très faibles dans tous les cas, il convient de rechercher, dès le stade de la conception et de la construction, des dispositions techniques tendant à les réduire, ce qui ressortit à la responsabilité de l'exploitant sous le contrôle du S.C.S.I.N.

f) Effluents et déchets

En se référant toujours à une puissance installée de 1 000 MWe, ils peuvent être évalués comme suit pour une durée de fonctionnement d'un an :

- effluents gazeux : 50 000 Ci (principalement Xe-133),
- effluents liquides (1) : 700 Ci de tritium et quelques dizaines de curies d'autres nucléides,
- déchets solides (2) : moins de 100 m³ de déchets conditionnés présentant une activité totale d'environ 5 000 Ci (non compris les déchets inclus dans les éléments combustibles).

(1) Dans le fonctionnement d'un réacteur nucléaire à eau sous pression le tritium se forme au cours de trois processus différents :

- dans le combustible lui-même, par fission ternaire : environ 16 000 Ci/an pour un réacteur de 1000 MWe,
- dans le circuit primaire par action des neutrons sur le bore utilisé pour contrôler la réactivité du cœur : 530 Ci/an,
- par activation du deutérium contenu dans l'eau ordinaire du fluide primaire : 6 à 7 Ci/an.

On voit que la concentration en tritium du réfrigérant primaire sera fonction de l'étanchéité des gaines : le tritium peut d'ailleurs diffuser à travers le métal qui les constitue sans que leur intégrité mécanique soit en cause.

La quantité de tritium finalement rejetée dans l'environnement dépendra ainsi à la fois de la quantité ayant diffusé à travers les gaines et du taux de fuite du réfrigérant primaire vers le réfrigérant secondaire. Le chiffre indiqué correspond à des valeurs moyennes des taux de diffusion et de fuite.

(2) La nature de ces déchets est précisée à la page 42.

2. 3. Réacteurs à neutrons rapides

Le bilan très favorable de plus de cinq ans de fonctionnement du réacteur RAPSODIE et le début du fonctionnement de PHENIX situent la France en position privilégiée quant à la filière à neutrons rapides.

La sûreté de ces réacteurs doit cependant faire l'objet d'un examen d'autant plus attentif que la filière est encore « jeune » et que l'avance ainsi acquise ne permet pas de se référer à l'expérience étrangère dans les mêmes conditions que pour les réacteurs à eau.

Les réacteurs à neutrons rapides présentent sur le plan de la sûreté des aspects favorables mais aussi des risques particuliers.

Les principaux avantages sont liés à la nature du cœur (compacité, grande stabilité neutronique, marges de sécurité importantes) et aux qualités thermiques du fluide primaire qui permettent d'accepter des évolutions transitoires accidentelles de refroidissement beaucoup plus rapides que pour les autres types de réacteurs.

Les risques des réacteurs à neutrons sont liés d'une part aux grandes puissances volumiques, d'autre part à la nature particulière du fluide de refroidissement. Le réacteur n'étant pas dans la configuration la plus réactive, on peut imaginer l'apparition d'une configuration dite « surcritique » donnant naissance à une réaction en chaîne incontrôlée dite « excursion nucléaire » qui conduirait à la fusion du combustible. Ce combustible pourrait alors céder une énergie importante au sodium, provoquant ainsi sa vaporisation. La prise en compte d'enchaînements d'événements, pouvant conduire à un accident de ce type, pourtant hautement improbables, amène à dimensionner le confinement en conséquence.

Il faut toutefois souligner que, si les réactions neutroniques qui donneraient naissance à cette réaction incontrôlée seraient de même *nature* que celles qui sont mises en œuvre dans une explosion nucléaire, les *conditions* dans lesquelles ces réactions pourraient se développer sont fondamentalement différentes. Une bombe atomique exige, en effet, non seulement une matière fissile physiquement pure et non dispersée mais, surtout, un système « détonique » complexe et à haut rendement permettant à la fois de rassembler cette matière en augmentant considérablement sa densité et de maintenir pendant un temps suffisant sa cohésion malgré le début de la réaction explosive. Aucun dispositif de ce genre n'existant dans un réacteur, la réaction ne peut durer qu'un très court laps de temps (phénomène d'autoextinction) et les effets produits s'apparentent aux conséquences d'une explosion chimique classique.

Le sodium, utilisé en grande quantité, à la fois dans le circuit primaire, pour extraire la chaleur des éléments combustibles, et dans un circuit secondaire pour transporter les calories du circuit primaire jusqu'aux générateurs de vapeur, présente des risques particuliers : le sodium réagit violemment avec l'eau ce qui conduit à protéger les générateurs de vapeur à l'égard de cette réaction et d'autre part le sodium s'enflamme spontanément à l'air ce qui peut conduire à des incendies importants.

Ces différents problèmes de sûreté induisent un important programme d'études au C.E.A. pour la prévention aussi bien des accidents sur les différentes barrières que des accidents généralisés hypothétiques évoqués plus haut. Ces études portent en particulier sur les méthodes de maîtrise des grands feux de sodium, sur les conditions de fusion des éléments combustibles, sur les processus physiques pouvant conduire à des accidents explosifs, sur la résistance aux explosions de l'enceinte primaire et sur l'efficacité du confinement secondaire.

A titre d'exemple, les études de feu de sodium comprennent des études fondamentales sur la combustion du sodium afin d'en mieux connaître les mécanismes chimiques et physiques, des essais destinés à tester l'efficacité des moyens de détection et des produits extincteurs ainsi qu'à mieux apprécier les conséquences des fuites de sodium (délais d'apparition du feu, propagation, etc.). Certains essais sont faits à grande échelle (feu dans des caissons de 25 et 400 m³) et mettent en jeu des quantités importantes de sodium (1 000 kg).

Les accidents dits « explosifs » correspondent à une vaporisation importante de sodium. Ils font également l'objet de travaux théoriques et de travaux expérimentaux. Ces derniers tendent essentiellement à préciser des paramètres physiques du cœur et certaines propriétés des matériaux impliqués dans ces accidents.

Les essais du premier type sont effectués sur le réacteur expérimental MASURCA à Cadarache, sur RAPSODIE et sur PHENIX.

Pour ce qui concerne le comportement des éléments combustibles en cas d'accident, des essais sont effectués dans les réacteurs expérimentaux CABRI et SCARABEE à Cadarache. Certains programmes d'essais sont réalisés en collaboration avec des pays étrangers, c'est en particulier le cas des essais effectués dans le réacteur CABRI, auxquels participent la République Fédérale d'Allemagne, l'Angleterre et le Japon.

En outre, l'expérience de fonctionnement de PHENIX, qui a divergé le 31 août 1973, apporte de précieuses confirmations, parmi lesquelles on doit signaler :

- l'accord général très satisfaisant entre calculs et mesures pour les caractéristiques physiques,
- le bon fonctionnement général de l'installation et notamment de l'instrumentation du cœur et des circuits de sécurité ;

et des enseignements intéressants concernant la technologie, l'emploi du sodium dans une installation industrielle, la fabrication du combustible et l'exploitation.

Du point de vue des rejets radioactifs, les réacteurs à neutrons rapides se situent à un niveau comparable aux réacteurs à eau ordinaire pour les effluents liquides et les déchets solides. Toutefois pour les effluents gazeux la situation est excellente et les rejets sont pratiquement nuls (une trentaine de curies de krypton 85).

Compte tenu des résultats d'études disponibles et de l'expérience acquise, il a été possible de rédiger un premier projet de recommandations de sûreté, qui ont été adressées dès le mois d'août 1973 à E.D.F. et à TECHNICATOME, pour la centrale de 1 200 MWe dite « SUPERPHENIX », projetée à CREYS-MALVILLE (Isère). Il a été tenu compte de ces recommandations pour la définition du projet et la préparation du rapport préliminaire de sûreté déposé, avec la demande d'autorisation de création, en mars 1974. L'examen de ce rapport (analyse de sûreté) vient de s'achever. On sait qu'une société multinationale, la NERSA (groupant E.D.F., l'ENEL et la RWE), a été créée en 1974 pour être le maître d'œuvre de la construction et le futur exploitant de la centrale de CREYS-MALVILLE.

Sur le plan international, la position privilégiée acquise par la France dans la filière des réacteurs à neutrons rapides n'est pas sans poser certains problèmes dont certains intéressent directement la sûreté. En effet, on ne peut avoir la certitude que des solutions choisies ne seront pas remises en cause par d'autres pays ultérieurement : ceci est déjà le cas pour l'implantation générale des matériels du circuit primaire : la France, de même que la Grande-Bretagne, s'est résolument engagée, surtout pour des raisons de sûreté, dans le système « piscine » où tous les matériels (pompes et échangeurs primaires) sont intégrés dans la cuve, alors que les autres pays (Etats-Unis, Allemagne, Japon) ont choisi la voie dite « à boucles » pour des raisons de fiabilité et de facilité d'entretien. Afin d'éviter les divergences trop importantes tant en ce qui concerne les réglementations et les critères de sûreté que les principes de réalisation, il apparaît nécessaire d'établir des relations avec les autres pays développant cette filière ; c'est ce qui est fait actuellement avec la Grande-Bretagne, l'Allemagne et le Japon avec lesquels le C.E.A. mène des études en commun à Cadarache (CABRI).

Quant aux relations avec les Etats-Unis, elles s'établissent sur deux plans :

— l'accord d'échange d'informations sur les réglementations entre le Ministère de l'Industrie et de la Recherche (S.C.S.I.N.) et la Nuclear Regulatory Commission (N.R.C.) s'applique d'un commun accord aux réacteurs en projet de Creys-Malville (en France) et de Clinch River (aux Etats-Unis),

— un accord relatif aux études de sûreté est à l'étude entre le C.E.A. et l'organisme qui, sur ce point, prendra la suite de l'U.S.A.E.C. (N.R.C. ou E.R.D.A.).

On rappelle en conclusion que le Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire a consacré sa séance du 7 mai 1975 à l'examen de la sûreté des réacteurs à neutrons rapides et a pris acte avec satisfaction de la situation actuelle en France ainsi que des études projetées.

2. 4. Réacteurs à eau lourde

Cette filière, développée surtout au Canada où plusieurs unités ont été mises en service avec succès malgré quelques défauts de montage des tubes de force découverts récemment à Pickering, a fait l'objet de nombreuses études en France jusqu'à ces dernières années.

La centrale EL4, de puissance nominale 70 MWe, fonctionne normalement depuis trois ans à cette puissance. Comme pour tout réacteur en exploitation, sa sûreté doit faire l'objet d'un suivi attentif.

2. 5. Réacteurs expérimentaux et de recherche

De nombreux réacteurs expérimentaux sont en service ou en construction au C.E.A. Chacun d'eux pose un problème d'espèce et il est difficile de faire ici l'inventaire des questions. Mais cette diversité même et le caractère expérimental conduisent souvent à des questions de sûreté difficiles qui doivent faire l'objet d'un examen attentif, spécialement en raison des modifications constantes qui sont apportées à l'installation. On peut signaler en particulier le Réacteur à Haut Flux (R.H.F.) de l'Institut LAUE-LANGEVIN à Grenoble, dont les performances très poussées imposent un examen particulièrement rigoureux.

La mise en exploitation normale de ce réacteur vient d'ailleurs d'être approuvée à la suite d'un examen complet de la sûreté de cette installation. L'installation annexe de détritiation doit toutefois faire l'objet d'un examen complémentaire, qui est en cours.

B. AUTRES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

1) GÉNÉRALITÉS

Ces installations comprennent, on l'a vu :

- les grands accélérateurs de particules,
- les usines de préparation, de fabrication, d'utilisation ou de transformation de substances radioactives,
- les installations destinées au stockage et à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets.

Il existe en France environ une trentaine d'installations de ce type ; elles appartiennent pour la majorité d'entre elles au C.E.A. L'industrie, l'Université et certains établissements publics (hôpitaux) détiennent le reste.

Compte tenu de leur grande variété, les risques nucléaires se présentent de manière très différente suivant les types d'installations.

Comme pour les réacteurs, les risques potentiels de ces installations proviennent des quantités souvent importantes de matières radioactives impliquées dans des processus opératoires divers. Les risques réels sont le plus souvent ceux des usines chimiques (réactions chimiques de procédés mal contrôlés, défaillances techniques, etc.) entraînant des explosions ou des incendies qui peuvent être à l'origine de la dispersion des matières radioactives. Les conséquences des incidents ou accidents sont à la fois classiques (toxicité, dégâts matériels, brûlures) mais pourraient, de plus, être radiologiques et atteindre les travailleurs ou les personnes du public si des précautions suffisantes ne sont pas prises.

Les nuisances radioactives en exploitation normale, ou en cas d'incidents, sont de deux types principaux (1) :

- l'irradiation du personnel (l'irradiation des populations étant négligeable en tout état de cause), conséquence directe de la manipulation des sources ou substances radioactives émettrices de rayonnements β , γ ou neutrons ; cette rubrique inclut le cas particulier du déclenchement accidentel des réactions nucléaires en chaîne pouvant conduire à de graves irradiations par rayonnements *mixtes* (β , γ et neutrons) : il s'agit des risques de criticité qui apparaissent principalement dans les installations de traitement de combustibles nucléaires ;
- la contamination, c'est-à-dire la dispersion des substances radioactives entraînant leur inhalation ou leur ingestion par le personnel ou les populations voisines.

Quant aux effluents et déchets produits par ces installations, qui sont sommairement indiqués dans les pages suivantes, le document IV du présent dossier en fait une analyse plus détaillée.

2) ACCÉLÉRATEURS DE PARTICULES

Les accélérateurs de particules, au cours de leur fonctionnement, peuvent émettre des rayonnements électromagnétiques (photons X ou γ) ou particulaires α , β , neutrons ou particules de très haute énergie, soit au niveau des cibles d'impact, soit au niveau des structures accélératrices.

Les risques principaux encourus auprès de ces machines sont des risques d'irradiation. Ces risques peuvent être graves pour le personnel car nombreuses sont les machines, depuis

(1) Voir également sur ce point le document IV (§ 2. 4. p. 53).

les types industriels courants jusqu'aux plus grandes machines, qui peuvent délivrer des doses mortelles d'irradiation en quelques secondes ou parfois moins.

Des précautions de trois types doivent être prises, le plus souvent simultanément, pour assurer la sûreté :

- contrôle de l'accès aux locaux dangereux par des verrouillages appropriés,
- contrôle rigoureux des rayonnements émis et signalisation des zones,
- consignes de sécurité strictes.

La protection contre les neutrons exige par ailleurs, pour les accélérateurs non enterrés, l'édification de remparts de terre.

Les risques de contamination ne sont pas exclus pour les machines développant de grandes puissances sur cible (plusieurs dizaines de kilowatts pour certains accélérateurs). Une fusion de cible peut entraîner la dispersion de matière radioactive et des précautions doivent être prises pour en protéger le personnel et éventuellement le public. Il peut également exister un risque d'irradiation par les produits d'activation susceptibles de se former.

Les installations de ce type classées « installations nucléaires de base » sont au nombre de deux en France, compte tenu du seuil en énergie admis pour leur classement (300 MeV). Toutefois une attention particulière doit être portée à celles de ces machines dont les puissances nominales sont importantes, même si l'énergie des particules émises est inférieure au seuil ci-dessus.

3) USINES ET LABORATOIRES

Comme cela a été mentionné plus haut, c'est surtout dans cette catégorie d'installations que les risques classiques (notamment d'origine chimique) et les risques nucléaires sont le plus souvent imbriqués.

On doit cependant mentionner, en premier lieu, le risque de criticité pour les usines de traitement de combustible, pour certaines unités des usines de séparation isotopique et d'une façon plus générale pour les laboratoires où les matières fissiles concentrées (uranium enrichi ou plutonium) peuvent être manipulées en milieu modérateur (solution). Il convient de s'assurer que les processus divers ne conduiront pas à la réalisation de la « masse critique » permettant le déclenchement de la réaction en chaîne. Ceci nécessite que les masses et les concentrations de matière fissile ne dépassent pas une certaine valeur, et que les formes et les dispositions des appareils utilisés aient fait l'objet d'examen particuliers (interaction des appareils entre eux, risques de précipitation ou de mise en solution incontrôlée, noyage accidentel à la suite d'incendie, etc.).

Quant aux autres risques, on distinguera :

- les usines de retraitement du combustible nucléaire irradié dans les centrales nucléo-électriques,
- les laboratoires et ateliers manipulant du plutonium 239 ou d'autres transuraniens (plutonium 238, californium 252, etc.),
- les usines de séparation isotopique.

3. 1. Les usines de retraitement constituent de grands ensembles complexes, dont l'évolution se poursuit au cours même de l'exploitation (modification de la composition des combustibles, des enrichissements, des taux d'irradiation, augmentation des capacités de traitement à la suite de modifications diverses). Du point de vue de la sûreté, cet aspect est certainement le plus délicat, compte tenu des quantités élevées de produits de fission véhiculés à travers les unités successives de traitement.

Le confinement de la radioactivité a été particulièrement étudié pour ces installations. Il est principalement obtenu par la mise en œuvre de dispositifs de ventilation appropriés réalisant la mise en dépression des zones actives et le drainage de l'air contaminé vers des batteries de filtres à très haute efficacité, avant rejet par une cheminée de hauteur suffisante pour assurer la dispersion de la radioactivité résiduelle.

Un problème prend actuellement de l'ampleur dans la manipulation et le traitement du combustible irradié, c'est celui de la protection contre les neutrons produits par la réaction (α , n). C'est ainsi que la protection contre les rayons gamma doit être complétée par des matériaux absorbant les neutrons.

Les effluents radioactifs et les déchets liquides et solides produits par les usines de traitement peuvent être évalués comme suit (rapportés à la production annuelle d'une centrale de 1 000 MWe).

Effluents gazeux

krypton 85	300 000 Ci
itritium	500 à 1 000 Ci
iodes 129 et 131	moins d'un curie

Effluents liquides de faible activité

(rejetés après traitement)

activité hors tritium	quelques centaines de curies
tritium	10 000 Ci

Déchets liquides provisoirement stockés sur place

Il s'agit des solutions contenant tous les produits de fission contenus dans le combustible (jusqu'à plusieurs milliers de curies par litre). Pour la filière des réacteurs à eau, la production est d'environ 15 m³ (par an et pour 1 000 MWe).

Déchets solides résultant du fonctionnement de l'usine

En dehors des fragments de gaines du combustible (« coques ») qui représentent environ 10 m³, ils sont principalement constitués par des boues de traitements divers de décontamination d'eaux résiduelles. La production est d'environ 30 à 40 m³.

Signalons enfin que, dans le domaine du retraitement des combustibles irradiés des réacteurs à eau, la France participe à l'accord tripartite UNIREP. Selon cet accord,

— le Royaume-Uni se charge des traitements des combustibles de la filière à eau pour l'ensemble de l'Europe jusque vers les années 1976 (capacité de traitement des usines de l'ordre de 1 500 t par an) ;

— à partir de 1976, l'atelier de traitement dit « HAO » à La Hague viendra compléter les possibilités anglaises (1) ; outre les combustibles des réacteurs à eau, cet atelier pourra traiter ceux des premiers réacteurs à neutrons rapides (PHENIX) ;

— vers les années 1980-1985, une troisième usine pourra fonctionner en Allemagne ; mais compte tenu du programme nucléaire, des études pourraient bientôt être lancées en France pour la construction d'une nouvelle usine de retraitement venant doubler celle de La Hague.

3. 2. Les installations où l'on manipule le plutonium 239 ou autres transuraniens dont la radioactivité peut être élevée, doivent faire l'objet d'une attention particulière :

- sur le plan du confinement (cloisonnement des locaux, étanchéité, ventilation, filtration des rejets),
- sur le plan du suivi des procédés d'exploitation et des consignes correspondantes.

Si les rejets en exploitation normale pour des installations bien aménagées ne posent pas de problèmes importants, on veille principalement à éviter une défaillance des moyens de confinement, qui pourraient avoir des conséquences sérieuses pour l'environnement.

3. 3. Dans les usines de séparation isotopique, outre les risques de criticité déjà mentionnés, les risques de contamination relatifs à la manipulation de l'uranium naturel ou enrichi sont bien maîtrisés, mais, dans une usine de diffusion gazeuse telle que celle d'EURODIF en construction sur le site du Tricastin, la présence massive de composés du fluor impose des dispositions de sûreté particulières. Dans le cas où des fuites importantes se produiraient, le risque principal, de nature chimique, serait en effet représenté par l'acide fluorhydrique qui se forme lors de la réaction de l'hexafluorure d'uranium avec la vapeur d'eau de l'atmosphère.

(1) L'atelier « HAO », partiellement en cours de construction, a été autorisé par décret du 17 janvier 1974.

C. EFFLUENTS ET DÉCHETS (PROBLÈMES D'ENSEMBLE)

Une note sur les effluents et déchets radioactifs a été présentée au Conseil Supérieur de la Sécurité Nucléaire et examinée au cours de sa séance du 5 mars 1974. Elle est publiée dans le présent dossier (document IV) et on pourra s'y reporter pour plus de détails. Cette note, comme les indications qui suivent, ne doit cependant être considérée que comme un essai de synthèse provisoire sur un sujet où de nombreuses études sont en cours et où les options techniques ne sont pas encore toutes fixées (cf. la conclusion du présent paragraphe C).

1) PRODUCTION GLOBALE D'EFFLUENTS ET DÉCHETS A L'HORIZON 1980-1985 ET PROBLÈMES CORRESPONDANTS

En passant en revue les problèmes liés aux réacteurs (par filière) et aux usines de retraitement, on a indiqué l'ordre de grandeur des productions d'effluents et de déchets radioactifs rapportées à la puissance unitaire de 1 000 MWe.

Cependant, c'est tout au long du cycle du combustible, c'est-à-dire depuis l'extraction du minerai jusqu'au retraitement du combustible, et en les rapportant à l'ensemble des installations, que l'on doit examiner les problèmes pour en avoir une vue suffisamment synthétique.

1. 1. Extraction et traitement du minerai

Les mines et les installations de traitement du minerai ne sont pas soumises à la réglementation des installations nucléaires de base. On trouvera cependant, dans le document IV (§ 3. 1.), quelques indications sur les rejets radioactifs correspondants.

1. 2. Fabrication du combustible

L'enrichissement de l'uranium et sa transformation en éléments combustibles donnent lieu à une production de déchets faiblement contaminés par l'uranium perdu au cours des diverses phases du procédé. En ce qui concerne les usines d'enrichissement, le stockage de quantités relativement importantes d'hexafluorure d'uranium appauvri crée un risque potentiel. Il y a lieu de noter qu'au risque radioactif dû à l'uranium viendrait s'ajouter, en cas de dispersion, le risque tout aussi important dû au fluor.

L'utilisation, dans l'avenir, du plutonium pour les réacteurs à neutrons rapides ou éventuellement pour l'enrichissement du combustible des réacteurs à neutrons thermiques conduira à produire des déchets où le plutonium sera le principal contaminant. Compte tenu de la toxicité et de la longue période de ce nucléide, le confinement de tels déchets devra faire l'objet de solutions spécifiques.

1. 3. Réacteurs nucléaires

Ainsi qu'on l'a déjà mentionné, le fonctionnement des réacteurs nucléaires entraîne, en dehors des produits radioactifs créés au sein du combustible qui font l'objet du paragraphe suivant relatif au retraitement du combustible, la production d'effluents radioactifs gazeux et liquides et de déchets solides.

Les solutions techniques actuellement adoptées conduisent, aussi bien en fonctionnement normal qu'en cas d'accident, à des rejets d'effluents en quantités faibles et parfaitement compatibles avec les exigences de la réglementation en vigueur.

Les déchets solides sont de natures très diverses et les activités qu'ils contiennent sont très variables. On peut citer :

- des déchets divers résultant des opérations liées au fonctionnement (manutention de combustible, maintenance), il s'agit de papiers, chiffons, matières plastiques, instruments divers,
- les pièges à iode ou les filtres à haute efficacité déposés pour le renouvellement,
- des composants divers du réacteur lui-même qui ont été mis au rebut à la suite de fonctionnement défectueux ou d'incident,
- les résines d'épuration du circuit primaire usagées ainsi que les pièges froids des réacteurs utilisant le sodium comme fluide caloporteur (ce seront d'ailleurs les déchets les plus actifs) ainsi que les boues résiduelles ou les concentrats d'évaporation des stations de traitement d'effluents.

Ces résidus contiendront surtout des produits d'activation (manganèse 54, fer 55, cobalt 60, zirconium 95, etc.) et également quelques produits de fission (césium 137, ruthénium 106, strontium 90, etc.).

Les quantités de déchets solides ainsi produites sont variables suivant le type de réacteur et le nombre d'incidents : à l'horizon 1980-1985 on peut prévoir approximativement plusieurs milliers de m³ par an.

La gestion de ces déchets ne doit pas poser de problèmes majeurs ; un stockage intermédiaire sur le site effectué dans de bonnes conditions de sûreté (dans des silos en béton par exemple) permet la décroissance de la plus grande partie de la radioactivité avant conditionnement et transfert vers un site de stockage définitif.

1. 4. Retraitement du combustible

Ce sont les déchets des usines de retraitement qui contiennent la majeure partie des produits radioactifs entraînés par le fonctionnement des réacteurs. Pour la France, si l'on admet l'hypothèse d'une puissance électrique installée d'origine nucléaire de 55 000 MWe en 1985 (1), la quantité de combustible à traiter sera d'environ 1 500 tonnes par an. Dans ces conditions le bilan des effluents et déchets dus au retraitement s'établira comme suit :

• **Effluents gazeux :** Environ 15 millions de curies de krypton par an. Ce chiffre peut paraître important mais il s'agit d'un produit radioactif gazeux non assimilable par l'organisme et dont la nuisance est faible (2). A l'horizon 2000 les quantités produites à l'échelle mondiale dispersées principalement dans l'hémisphère Nord pourraient éventuellement poser quelques problèmes de radioprotection au niveau des industries de liquéfaction de l'air pour l'extraction et la commercialisation des gaz rares. Aussi des études sur le piégeage et le stockage éventuels de cet élément sont-elles entreprises actuellement.

Les autres radioéléments contenus dans les effluents gazeux sont essentiellement des isotopes de l'iode : une vingtaine de curies d'iode 131 et quelques curies d'iode 129. Ces rejets entraîneront au voisinage de l'usine correspondante, dans les hypothèses les plus pessimistes, des doses d'irradiation de l'ordre du dixième de la dose admissible pour les populations ; il est prévu de les réduire encore.

Les produits de fission contiennent également du tritium dont 5 % se retrouvent dans les effluents gazeux (20 000 à 30 000 Ci).

(1) A cette hypothèse, retenue en mars 1974, devrait être substituée en septembre 1975 l'hypothèse plus plausible de 50 000 MWe *au maximum*, ce qui conduit à diminuer d'environ 10 % les quantités d'effluents et déchets mentionnés ci-après.

(2) Voir sur ce point le document IV (§ 2. 4., page 53).

• **Déchets et effluents liquides** : Les solutions concentrées de produits de fission de haute activité résultant du traitement des combustibles constituent les déchets liquides les plus actifs. Le volume de ces solutions pourra atteindre 800 m³ par an contenant une activité totale de 8 milliards de curies. Elles contiendront en outre environ 80 kg du plutonium résiduel (période 24 000 ans) ainsi que la totalité des éléments transuraniens de période longue devant celle des produits de fission (432 ans et 7 300 ans pour les deux isotopes 241 et 243 de l'américium). Ainsi la durée pendant laquelle le confinement des déchets doit être garanti (500 à 1 000 ans, si on considère les produits de fission seuls) devient très longue, si l'on tient compte des transuraniens. Ces solutions sont stockées provisoirement dans des cuves dont l'étanchéité est garantie par deux confinements indépendants. On reviendra plus loin sur la vitrification de ces solutions qui constituera vraisemblablement leur conditionnement définitif.

Les solutions liquides de moyenne ou faible activité volumique résultant de diverses opérations annexes sont traitées sur place avant rejet : elles donnent naissance à des boues (qui constituent des déchets solides) et des effluents (qui sont rejetés dans le milieu extérieur, étant donné leur faible activité). Les procédés chimiques permettent en effet dès à présent d'obtenir de bons coefficients de décontamination qui sont encore meilleurs dans les installations modernes équipées d'évaporateurs. Néanmoins le tritium contenu dans ces effluents — approximativement 95 % du tritium contenu dans le combustible, soit environ 600 000 Ci — échappant à tout traitement est finalement rejeté. Mais compte tenu de la nuisance très faible de ce radioélément (1) un tel rejet ne pose pas de problèmes notables.

• **Déchets solides** : Les déchets solides comprennent soit des résidus faiblement actifs en provenance d'opérations diverses (décontaminations, boues de coprécipitation des effluents liquides, etc.), soit des résidus de gainages (coques) dont l'activité est notablement plus élevée (1 600 m³ contenant 16 millions de curies d'émetteurs bêta, gamma). Les «coques» sont stockées dans des silos en béton, de façon à permettre une décroissance notable de leur activité avant de les conditionner en vue de leur stockage définitif.

A ces déchets solides, s'ajouteront ultérieurement les blocs de verre résultant du traitement des solutions de très haute activité.

Sur le traitement et le stockage de l'ensemble des déchets solides, on pourra se reporter au document IV (§ 4).

1. 5. Transports

Les transports de déchets vers le site de La Hague sont effectués en respectant la réglementation spéciale du transport des matières dangereuses (matières radioactives). Aucun transport de produit de fission n'est effectué sous forme liquide, sauf pour des quantités inférieures à 1 000 litres, sous protection et surveillance spéciales.

Les transports de combustibles irradiés ont lieu par la route ou par voie ferrée au moyen de conteneurs spéciaux. Les risques potentiels qu'ils représentent ainsi que l'encombrement des ensembles routiers nécessaires (50 à 100 t) conduiront, à terme, à utiliser en priorité le chemin de fer pour de tels transports.

En tout état de cause, d'ores et déjà et sauf difficultés particulières, les centrales nucléo-électriques seront raccordées au réseau ferroviaire.

Aucun accident ou incident notable de transport n'est à signaler à ce jour.

(1) Le tritium est un émetteur bêta de faible énergie (15 keV). Ingéré sous forme d'eau tritiée, il se répartit uniformément dans tout l'organisme et s'élimine avec la même vitesse que l'eau. Compte tenu de ces données, le calcul des concentrations maximales admissibles pour le public (C.M.A.P.) conduit à des valeurs relativement élevées 3.10⁻⁸Ci/m³, pour l'eau de boisson ; pour d'autres radioéléments les C.M.A.P. sont beaucoup plus faibles : 4.10⁻⁷Ci/m³, par exemple, pour le strontium 90. Ainsi, en première approximation, les 600 000 curies de tritium ont la même nuisance que 78 curies de strontium 90.

2) ÉTUDES ET RECHERCHES

De ce qui précède, deux indications générales doivent être retenues :

- a) l'effort d'amélioration technique du confinement des matières radioactives, tant pour les situations d'exploitation normale, que pour faire face aux conséquences d'accidents graves, doit être maintenu à un haut niveau ;
- b) le développement important de l'énergie nucléaire ne doit pas entraîner une augmentation proportionnelle des quantités d'effluents.

Il paraît utile de donner quelques indications sur les études projetées :

- les études d'amélioration des confinements sont incluses pour leur plus grande partie dans les programmes de sûreté développés au C.E.A. (qui comportent notamment un effort important quant à la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium) ;
- les études visant à la réduction des rejets d'effluents ou au stockage des déchets peuvent être brièvement résumées comme suit :

2. 1. Effluents gazeux

• Iodes 131 et 129

Pour les réacteurs, l'effort est à maintenir pour améliorer les pièges à charbon actif, utilisés en cas d'incident ou lors de la manutention du combustible, notamment quant aux performances de piégeage pour les composés organiques de l'iode.

Pour les usines, un effort est effectué pour sélectionner les meilleures techniques adaptées aux diverses phases de traitement. On analyse par ailleurs les dégagements de l'iode aux différentes phases du traitement pour assurer son piégeage aux points les mieux appropriés.

• Gaz rares

Pour les réacteurs, on s'attache au problème du piégeage des xénons. Les techniques existent au stade industriel (lits à charbon actif, par exemple), mais nécessiteront quelques études complémentaires.

Pour les usines, c'est le problème du krypton 85 qui doit être réglé avant les années 1980. Des possibilités assez nombreuses existent mais aucun procédé n'a encore atteint le stade industriel. Le C.E.A. a choisi d'étudier le procédé de distillation cryogénique qui paraît le plus prometteur.

2. 2. Effluents liquides (de moyenne et faible activités)

La réduction de ces effluents ne pose pas à proprement parler de problèmes techniques nouveaux ; elle sera obtenue :

- par une meilleure gestion,
- par la sélection de différentes catégories,
- par l'emploi généralisé d'évaporateurs.

Il faut mentionner le cas spécial du tritium. Fort heureusement, la plus grande partie de celui-ci apparaît au niveau du retraitement du combustible et les quantités qui seront rejetées par l'usine de La Hague au cours de la prochaine décennie dans la Manche ne créeront pas de nuisances sanitaires notables (1).

(1) Cf. note 1, page 39).

2. 3. Déchets liquides et solides

Comme on l'a vu, les solutions de produits de fission de haute activité sont actuellement stockées sur place sous forme liquide. L'incorporation des produits de fission contenus dans ces solutions dans un verre silico-alumineux conduit à une solution de stockage solide particulièrement sûre et à une réduction importante des volumes de stockage (facteur 3 ou 4). Cette solution est développée à Marcoule où fonctionne l'installation pilote PIVER. Une installation industrielle sera mise en service en 1980 à La Hague, qui consacrera l'avance technologique française dans ce domaine.

Les études concernant les déchets solides de faible et moyenne activités en vue de la réduction des volumes ou de la fixation des matières radioactives (inclusion dans des blocs de bitume) ont maintenant abouti en grande partie. Seuls des perfectionnements de détail et d'exploitation sont à prévoir.

Mais le stockage des produits de fission de très haute activité, après leur inclusion dans un produit vitrifié solide, n'a pas encore trouvé de solution définitive à l'échelon mondial. Les blocs de verre peuvent être stockés en toute sécurité dans des casemates protégées et ventilées. Pour le stockage définitif, on envisage en France la réalisation de cavités soit dans les formations salines, soit dans les formations granitiques profondes.

Les déchets solides comportant plus spécialement de l'activité α due aux transuraniens posent un problème particulier : ils nécessitent des temps de décroissance très longs (de l'ordre du millénaire). Il est envisagé de les stocker dans des mines de sel désaffectées ou à l'intérieur de cavités pratiquées dans des formations salines du sous-sol.

Comme il est dit plus loin, les options techniques intéressant ces stockages à long terme sont actuellement à l'étude.

3) CONCLUSION

Comme cela a été exposé pour chacune des filières de réacteurs précédemment décrites, ou pour les autres installations nucléaires, les rejets d'effluents radioactifs sont en général très faibles et l'exposition radiologique qui en résulte pour les populations est très loin des valeurs limites proposées par la Commission Internationale de Protection Radiologique (C.I.P.R.) et reprises par les réglementations européenne et française.

La Commission des Communautés Européenne a publié le bilan des rejets d'effluents radioactifs des divers pays de la Communauté en 1973 et il apparaît que les doses d'exposition aux points où les rejets conduisent aux plus grandes concentrations (à quelques kilomètres des centrales pour les rejets dans l'atmosphère) sont généralement inférieures à 1 mrem par an (1). Les rejets des installations nucléaires françaises sont du même ordre que ceux des installations étrangères analogues et la situation peut être considérée comme satisfaisante.

Toutefois, on l'a déjà noté, l'expansion de l'industrie nucléaire doit inciter à maintenir un effort soutenu en vue d'améliorer la situation.

Au plan technique, l'action des exploitants devra s'orienter vers les objectifs suivants :
— mettre l'accent sur l'analyse détaillée de la production d'effluents par chaque installation et des paramètres qui la conditionnent : les informations ainsi obtenues doivent être exploitées au stade des projets nouveaux, pour perfectionner les moyens de confinement ou de traitement des effluents en vue de réduire le plus possible les rejets,

(1) On rappelle, à titre de comparaison, que le rayonnement naturel (d'origine cosmique et tellurique) est au niveau de la mer compris entre 100 et 150 mrem par an (selon la nature du sous-sol).

— aménager les rejets ainsi minimisés en tenant compte des caractéristiques du site et de l'environnement agricole et humain : cela implique notamment un équipement des sites en moyens appropriés de mesures météorologiques (mesures des vitesses et directions de vents à différentes hauteurs, gradients de température, etc.). Des recommandations ont été faites aux futurs exploitants à l'occasion de l'examen des rapports de sûreté, pour doter les différents sites de moyens de mesures météorologiques appropriés et uniformes sur tous les sites,

— on signalera, enfin, qu'en vue d'évaluer les options techniques relatives aux déchets radioactifs et, plus généralement, aux sous-produits gênants de l'énergie nucléaire, et plus particulièrement en vue de faciliter la recherche des solutions techniques optimales aux problèmes de traitement et de stockage des déchets radioactifs, un groupe de travail interministériel a été constitué (dans le cadre du Groupe Interministériel d'Evaluation de l'Environnement). Ce groupe fait porter sa réflexion sur le problème estimé prioritaire du traitement et du stockage des solutions de produits de fission de haute activité résultant du traitement des éléments combustibles. Un premier rapport partiel devrait être rédigé vers la fin de l'année 1975.

LA SURETÉ DES SITES NUCLÉAIRES

Le programme électronucléaire français va entraîner la mise en service de centrales de production d'électricité représentant une puissance électrique de 18,5 GW entre 1975 et 1980. Ces centrales seront réparties sur huit sites : FESSENHEIM (Haut-Rhin), BUGEY (Ain), SAINT-LAURENT-DES-EAUX (Loir-et-Cher), GRAVELINES (Nord), DAMPIERRE-en-BURLY (Loiret), TRICASTIN (Drôme), BRAUD et SAINT-LOUIS (Gironde), CREYS-MALVILLE (Isère). Entre 1980 et 1985, sept à huit autres sites devront vraisemblablement être ouverts.

L'importance de ce programme explique que le choix des sites soit devenu une préoccupation majeure pour l'exploitant. Le S.C.S.I.N. de son côté se préoccupe particulièrement des problèmes de sûreté posés par le choix de ces sites.

Sur le plan technique, les problèmes sont examinés sous deux aspects principaux :

- influence du site sur l'installation : on a signalé plus haut (pages 29 et 30) les principaux problèmes mis en évidence par l'étude des premières tranches du programme de réacteurs à eau,
- effets de l'installation (notamment rejets en fonctionnement normal et en cas d'accident) sur l'environnement et les populations.

Une note sur la sûreté des sites des centrales nucléaires a été présentée au Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire qui l'a examinée au cours de sa séance du 29 octobre 1974. Le Conseil a reconnu l'opportunité d'une consultation aussi précoce que possible entre l'exploitant et le S.C.S.I.N. pour la prise en compte des considérations de sûreté dans le choix des sites, sans que soit pour autant porté préjudice ni à la responsabilité de l'exploitant dans le choix des sites, ni à la liberté d'appréciation de l'Administration lors de l'examen de la demande d'autorisation de création. Le Conseil a été partagé quant à la nécessité des dispositions nouvelles (législatives ou réglementaires) pour résoudre de façon satisfaisante les problèmes posés par le voisinage d'installations industrielles et de centrales, la solution de ces problèmes appelant en toute hypothèse des études techniques nouvelles.

En ce qui concerne les effets des accidents éventuels sur l'environnement et les populations, un travail sur la recherche d'un critère de jugement tenant compte de la répartition des populations autour d'un site a été effectué par le Département de Sûreté Nucléaire du C.E.A. Ce travail a été présenté dans plusieurs congrès internationaux, cette question particulièrement délicate faisant l'objet d'études dans la plupart des pays intéressés par le développement de l'énergie nucléaire.

III. LE DÉCLASSEMENT DES CENTRALES NUCLÉAIRES

1) GÉNÉRALITÉS

La durée de vie prévue des centrales nucléaires, comparable à celle des usines thermiques classiques, est de l'ordre de 20 à 30 ans. Dès maintenant, compte tenu de l'ampleur du programme de développement électro-nucléaire, on étudie le devenir de ces centrales à partir du moment où elles seront définitivement arrêtées ou « déclassées ».

En principe, les solutions techniques envisageables peuvent aller depuis le maintien en place des installations, après déchargement du combustible et évacuation des fluides et éventuellement de certains composants radioactifs ou contaminés, jusqu'à un démantèlement complet de toute l'installation. La première solution implique évidemment que des dispositions soient prises pour rendre impossible tout accès aux parties radioactives des installations restantes et pour interdire tout risque de dispersion de la contamination. Elle implique également une surveillance appropriée. En fait, il n'y a pas de difficultés à assurer un haut niveau de sûreté puisque le confinement des matières radioactives est assuré par une protection qui devient surabondante en l'absence de combustible nucléaire. La dernière solution demande des travaux importants et ayant fait l'objet d'une préparation très soignée en raison de la radioactivité présentée par certains composants du réacteur. Ces composants devront être découpés (si leurs dimensions sont grandes) et placés dans des conteneurs de plomb spécialement conçus pour le transport des déchets radioactifs.

2) ASPECTS RÉGLEMENTAIRES DU PROBLÈME EN FRANCE

Conformément au décret du 11 décembre 1963 modifié par le décret du 27 mars 1973, relatif aux installations nucléaires, les modifications qui résulteront d'un arrêt définitif d'un réacteur devront, en règle générale, faire l'objet d'une autorisation accordée par décret après avis de la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base et avis conforme du Ministre de la Santé. Cette autorisation ne sera accordée qu'après la présentation par l'exploitant d'un nouveau rapport de sûreté et l'évaluation technique de la sûreté

des dispositions présentées. Cette évaluation sera effectuée dans les mêmes conditions qu'elle l'est pour toute modification importante ou création d'une installation nucléaire. L'autorisation fixera des prescriptions techniques auxquelles l'exploitant devra se conformer.

3) RÉFÉRENCE AUX CONDITIONS D'ARRÊT DES CENTRALES NUCLÉAIRES AUX ÉTATS-UNIS

Plusieurs centrales électronucléaires ont été arrêtées définitivement aux États-Unis. Les conditions dans lesquelles elles sont maintenues ont fait l'objet d'une analyse de leur sûreté par l'Atomic Energy Commission (1) qui accorde les changements de « licence » nécessaires. Les solutions acceptées vont depuis une simple condamnation avec mise en état sûr, jusqu'à un démantèlement complet pour les installations peu importantes (une seule centrale nucléaire est dans ce cas : le prototype à eau bouillante de 20 MWe d'Elk River).

La Commission de sûreté américaine a l'habitude de classer en cinq catégories les solutions sur lesquelles elle est amenée à se prononcer :

- Maintien en place des installations après déchargement du combustible et évacuation des fluides radioactifs ou contaminés.

Cette disposition implique des mesures interdisant tout accès aux installations et des contrôles périodiques de radioprotection mais les opérations d'entretien étant réduites au strict minimum imposé par la sûreté, une remise en exploitation est exclue.

Carolinas Virginia Tube Reactor, Sefor, Saxton sont maintenus dans ces conditions.

- Reconversion en centrale thermique classique (Pathfinder).

Dans ce cas, les installations de récupération d'énergie de la centrale nucléaire sont réutilisées sur place pour une centrale thermique classique construite à proximité de la centrale nucléaire. Evidemment un tel cas ne se rencontre que tout à fait exceptionnellement et les installations nucléaires sont traitées comme celles de la catégorie précédente.

- Constitution d'un massif de protection étanche autour du réacteur et des installations radioactives annexes.

Après déchargement des éléments combustibles, vidange des fluides et éventuellement retrait de certains composants radioactifs déchargeables avec les moyens normaux de manutention (barres de contrôle), le réacteur constitue un massif étanche dont la protection biologique est rendue complète pour qu'aucun accès aux matériaux radioactifs et aucune dispersion de la contamination ne soient possibles.

Bonus, Piqua et Hallam répondent à cette définition. Pour Bonus transformée en musée et pour les bâtiments de Piqua utilisés comme magasin, les enceintes de confinement restent en place. Pour Hallam par contre, où la cuve du réacteur était située sous le sol, la protection a été recouverte de terre et seule une terrasse gazonnée reste visible.

- Evacuation des seuls composants radioactifs de structure.

Cette solution ne présente pas un grand intérêt puisqu'elle conduit à effectuer les travaux les plus difficiles sans donner l'avantage de récupérer un site complètement dégagé.

- Démantèlement complet.

Le site doit être rendu approximativement dans l'état où il était avant installation de la centrale nucléaire. Elk River répond à ce critère.

Cette centrale prototype à eau bouillante de 20 MWe a été exploitée de 1964 à 1968 et démantelée en 1974. Son réacteur comprenait notamment une cuve (diamètre 2,14 m - hauteur 7,60 m) en acier au carbone de 76 mm d'épaisseur avec un plaquage interne d'acier inoxyda-

(1) Nuclear Regulatory Commission depuis le 1^{er} janvier 1975.

ble de 2,8 mm et une protection biologique en béton d'environ 2,70 m d'épaisseur. La cuve a été découpée à distance pour être expédiée vers un centre de stockage dans des conteneurs appropriés et le béton découpé en blocs transportables en utilisant des explosifs suivant les techniques employées dans les mines et les carrières. L'enceinte de confinement n'a été démontée qu'à l'issue de tous ces travaux de démolition.

Le coût des études et des travaux est évidemment très variable suivant la solution retenue. Il varie d'environ 200 000 dollars (prix estimé à la fin de l'année 1973) pour une simple condamnation de l'installation, jusqu'à environ 7 millions de dollars pour le démantèlement complet de la centrale d'Elk River.

A partir des études économiques effectuées pour le déclassement des petites centrales américaines, Gulf United Nuclear Fuel Corporation estimait en janvier 1973 que le coût, pour les études et travaux relatifs à la solution avec massif de protection étanche autour d'une installation de 1100 MWe, serait de 3,8 millions de dollars pour un réacteur à eau pressurisée et de 4,3 millions de dollars pour un réacteur à eau bouillante. Les coûts d'un démantèlement complet atteindraient respectivement 13 à 19 millions de dollars pour ces deux types de centrales. On peut donc estimer que pour une centrale nucléaire à eau ordinaire, de taille industrielle (1 100 MWe), le coût d'un démantèlement pourrait représenter environ 7 % du coût de construction.

Signalons également qu'en 1973, l'Atomic Industrial Forum a entrepris une étude sur les coûts et sur l'influence sur l'environnement des différentes méthodes de déclassement envisagées pour une centrale à eau ordinaire bouillante ou pressurisée de 1 100 MWe. Les résultats de cette étude ne sont pas encore disponibles.

4) SITUATION ACTUELLE EN FRANCE

Les premiers réacteurs arrêtés définitivement en France ont été :

- en 1965, la pile de recherche EL2 implantée à Saclay. Il s'agissait d'une pile de 2000 KW, modérée à l'eau lourde avec réflecteur de graphite et refroidie par gaz carbonique sous pression ;
- en 1968, le réacteur G1 du centre de Marcoule, modéré au graphite et refroidi par de l'air circulant en circuit ouvert.

Le combustible de ces réacteurs a été déchargé et des travaux de condamnation effectués. Ces réacteurs sont dans un état sûr et, étant implantés dans des centres du Commissariat à l'Energie Atomique, font l'objet d'une surveillance régulière.

Pour ce qui concerne les centrales électronucléaires, Electricité de France a, en 1973, entrepris en liaison avec le C.E.A. une étude des différentes solutions envisageables pour la désaffectation de la 1^{re} tranche de la centrale de Chinon.

Cette installation a été arrêtée le 15 avril 1973 et son déclassement définitif a été décidé le 29 août 1974. Tout le combustible est maintenant déchargé du réacteur et a été expédié à l'usine de retraitement de La Hague (dernier élément combustible déchargé le 5 janvier 1975).

Un groupe de travail spécialisé s'est réuni de nombreuses fois entre avril 1972 et février 1975 pour examiner et orienter les études effectuées à l'occasion de ce déclassement.

Trois solutions ont notamment retenu son attention :

a) *Confinement normal et surveillance de l'installation.*

Le circuit primaire ne subirait que peu de démontages mais serait isolé de façon étanche des circuits annexes. La sphère de confinement serait rendue étanche mais permettrait cependant un accès périodique à l'intérieur pour une surveillance régulière.

- Evaluation du coût de cette solution : 0,5 MF
- Durée de réalisation : 4 à 6 mois.

Une solution voisine consisterait à transformer Chinon 1 en un « musée » accessible au public. Elle permettrait de visiter la première centrale graphite-gaz construite pour la production d'électricité d'origine nucléaire et d'avoir accès aux zones où travaillait le personnel d'exploitation. Des précautions devront, bien entendu, être prises pour que cette « ouverture » au public ne compromette pas la sécurité des réacteurs en fonctionnement situés à proximité.

b) *Solution dite « confinement à 2 barrières »*

Un premier confinement étanche en béton serait établi autour du réacteur et des échangeurs de chaleur. Il serait obtenu en complétant par du béton les protections biologiques existantes et serait donc très robuste. Son étanchéité pourrait être assurée pendant très longtemps (120 ou 140 ans). La deuxième barrière serait constituée par la sphère de confinement rendue étanche.

Cette solution permettrait une surveillance très allégée par rapport à celle nécessitée par la première solution mais aurait l'inconvénient de rendre un démontage ultérieur plus difficile.

- Evaluation du coût de cette solution : 10 MF
- Durée de réalisation : 12 à 18 mois.

c) *Démantèlement total*

Une étude complète d'une telle opération a été confiée par Electricité de France à la Société Technicatome. Elle a porté sur les méthodes utilisables, la définition des appareillages à construire, l'organisation et le planning des travaux et sur les coûts de l'opération. Ont été notamment examinées les méthodes de démontage et de brûlage du graphite de l'empilement modérateur (1 050 tonnes), de découpage par un outillage télécommandé de la cuve en acier et de démolition du caisson de béton (35 000 tonnes).

Elle montre que le démantèlement est réalisable dès maintenant, mais au prix de travaux longs et coûteux :

- Evaluation du coût de cette solution : 125 MF
- Durée de réalisation : 4 ans.

Il faut noter qu'un tel démantèlement ne s'impose pas par des impératifs de sûreté dans un avenir proche et qu'il serait plus aisé dans un délai de 20 ou 30 ans.

La surveillance de Chinon 1 à l'arrêt sera, en tout état de cause, facilitée par la présence sur le site des équipes d'exploitation des autres tranches en service et des nouvelles tranches qui seront éventuellement construites sur ce site.

Le groupe de travail constitué à l'occasion de l'arrêt de Chinon 1 a notamment souligné l'intérêt de poursuivre certaines études pour l'amélioration des techniques utilisables pour le démantèlement des réacteurs :

- brûlage du graphite (5 réacteurs de la filière graphite gaz sont en fonctionnement),
- découpage du béton armé ou précontraint (d'autres techniques que celles utilisant des explosifs, par exemple chalumeaux à haute température, sont envisageables),
- mise au point des appareillages de découpage à distance des cuves très radioactives en acier, etc.

Il a noté également l'intérêt d'une prise en compte, dès le stade de la conception des réacteurs, des problèmes posés par leur démantèlement.

Les travaux effectués par ce groupe de travail ou sous son impulsion apportent une contribution importante à la définition des possibilités de mise en condition sûre des réacteurs nucléaires définitivement arrêtés. Des dossiers très complets, composés de notes techniques et de plans, sont maintenant constitués ; ils seront d'une grande utilité pour la préparation détaillée des travaux à effectuer.

La mission du groupe est maintenant terminée ; Electricité de France, qui a retenu la solution avec confinement normal et aménagement des installations pour en permettre la visite, doit rédiger un rapport de sûreté définissant l'état précis dans lequel il propose de laisser Chinon 1 et justifiant la sûreté de cet état. Les modifications de l'installation résultant de son arrêt définitif devront faire, comme il est indiqué au début de cette note, l'objet d'une autorisation accordée dans les mêmes formes que pour toutes modifications importantes ou création d'une installation nucléaire de base.

IV. LES EFFLUENTS ET DÉCHETS RADIOACTIFS

1) INTRODUCTION

Le développement des industries pose le problème de l'élimination des sous-produits et résidus de toutes sortes. L'industrie nucléaire ne saurait faire exception à la règle : elle est génératrice d'effluents et de déchets radioactifs. Compte tenu des risques particuliers de la radioactivité, mais aussi des inquiétudes du public, même si elles sont parfois excessives ou injustifiées, les organismes concernés par le développement nucléaire ont consacré des efforts et des moyens importants à la mise au point de techniques et de méthodes pour la limitation de ces effluents et le confinement de ces déchets. L'administration, pour exercer correctement sa mission générale de protection des personnes et des biens contre les effets de l'énergie nucléaire, doit non seulement mettre en place les réglementations appropriées et contrôler leur application, en s'appuyant notamment sur les résultats de telles études, mais aussi coordonner les efforts et les orienter en fonction du développement projeté de l'industrie nucléaire et de ses impacts prévisibles, même à long terme, sur les populations et l'environnement. C'est pourquoi, dans le cadre du groupe interministériel d'évaluation de l'environnement, a été entreprise, à la fin de 1973, une étude d'évaluation des options techniques sur les sous-produits gênants de l'énergie nucléaire.

Le présent document, qui a été dans sa forme originelle examiné par le Conseil Supérieur de la Sécurité Nucléaire le 5 mars 1974 et auquel ont été apportés divers amendements destinés à en faciliter la compréhension et à en actualiser le contenu, doit être encore considéré comme un essai de synthèse provisoire, préliminaire à l'étude globale et approfondie entreprise par ailleurs, dont on peut espérer connaître les résultats vers la fin de l'année 1975.

2) DÉFINITIONS - TERMINOLOGIE

2. 1. Effluents radioactifs

Le fonctionnement de certaines installations conduit à relâcher dans le milieu environnant des matières radioactives sous forme généralement liquide ou gazeuse, très diluées et sous contrôle très strict. Il peut s'agir également de fines particules solides, qu'on désignera

par poussières ou aérosols radioactifs dans l'air ou par particules ou matières en suspension dans l'eau. Les matières radioactives ainsi dispersées dans l'environnement seront désignées sous le terme *d'effluents* radioactifs.

2. 2. Déchets radioactifs

On entendra par *déchets* radioactifs toute matière radioactive sous forme solide, liquide ou gazeuse, associée ou non à des matières non radioactives, dont l'utilisation est présentement ou définitivement exclue et dont la radioactivité ou la forme physique sont telles qu'une dispersion dans le milieu ne saurait être tolérée.

2. 3. Activité - Période

Comme on le sait, le phénomène radioactif est caractérisé par la désintégration spontanée des noyaux des atomes suivant une loi de décroissance exponentielle en fonction du temps. Un atome qui se désintègre émettra des rayonnements particuliers : alpha, neutrons, bêta ou photoniques X ou gamma. Il restera après cette désintégration soit un nouvel atome radioactif, soit un atome stable c'est-à-dire non radioactif.

L'activité est caractérisée par le nombre de désintégrations par seconde. L'unité d'activité est le curie (Ci) (1).

Lorsque la matière radioactive est associée à une matière non radioactive sous forme d'un mélange suffisamment homogène, on parlera d'activité volumique ou massique exprimée par exemple en Ci/m³ dans l'air ou dans l'eau, en Ci/g ou Ci/t dans les solides.

La nature exponentielle de la décroissance radioactive conduit à définir la *période radioactive* (ou demi-vie). C'est le temps nécessaire pour que l'activité d'un corps radioactif diminue de moitié.

La période des éléments contenus dans les déchets radioactifs est un paramètre important puisqu'elle caractérise *l'élimination* réelle de la radioactivité. On rappelle ci-après la période des principaux nucléides présents dans les effluents ou les déchets.

Azote 13	(N-13)	10 minutes
Azote 16	(N-16)	7,3 secondes
Oxygène 19	(O-19)	29,4 secondes
Argon 41	(A-41)	110 minutes
Xénon 133	(Xe-133)	5,3 jours
Krypton 85	(Kr-85)	10,6 ans
Krypton 88	(Kr-88)	2,8 heures
Tritium	(H-3)	12,3 ans
Iode 131	(I-131)	8 jours
Iode 133	(I-133)	21 heures
Iode 129	(I-129)	1,6 10 ⁷ ans
Cobalt 60	(Co-60)	5,3 ans
Strontium 90	(Sr-90)	28 ans
Césium 137	(Cs-137)	30 ans
Radium 226	(Ra-226)	1 620 ans

(1) La définition du Curie a été donnée dans le document II (note 1, p. 25).

Plutonium 239	(Pu-239)	24 000 ans
Plutonium 238	(Pu-238)	89 ans
Plutonium 240	(Pu-240)	6 600 ans
Plutonium 241	(Pu-241)	13 ans
Américium 241	(Am-241)	470 ans
Américium 243	(Am-243)	7 600 ans
Curium 244	(Cm-244)	19 ans

2. 4. Rappel succinct de notions élémentaires de radioprotection

L'importance des effets biologiques d'un rayonnement sur le tissu vivant dépend de la nature physique de son interaction avec celui-ci. A titre d'exemple, de deux particules directement ionisantes comme la particule bêta et la particule alpha, la première abandonnera son énergie tout au long d'une trajectoire de quelques dizaines de millimètres dans la matière vivante, alors que la deuxième abandonnera une énergie du même ordre dans un parcours de quelques dizaines ou centaines de microns. La particule alpha a une efficacité biologique beaucoup plus grande que la particule bêta.

L'action sur l'organisme humain peut être due :

— *soit à une source externe* : elle cesse dès lors que l'individu exposé n'est plus en présence de la source de rayonnements. Pour se protéger contre l'irradiation externe, il suffit soit d'utiliser la distance (éloignement), soit d'interposer des écrans absorbants appropriés (blindages de plomb, de fer, murs de béton, enfouissement),

— *soit à un dépôt sur la peau ou à une source interne* : l'individu inhale (voie pulmonaire) ou ingère (voie orale) de la matière active qui produit une contamination interne ; dans ces derniers cas, les effets dépendent également de la nature physico-chimique de l'élément : un gaz rare qui n'est pas assimilé par l'organisme ne présentera pas les mêmes dangers qu'un élément se fixant dans les ganglions lymphatiques du poumon.

Les effets des rayonnements sur les tissus humains sont proportionnels aux « équivalents de doses absorbées » qui s'expriment jusqu'ici en rem (rad equivalent man), unité qui tient compte des modalités spécifiques d'absorption des différents types de rayonnement.

La Commission Internationale de Protection Radiologique (C.I.P.R.) a fixé les normes générales de radioprotection en faisant diverses hypothèses conventionnelles sur l'irradiation de « l'homme standard ». A partir d'équivalents de doses admissibles, on peut calculer les valeurs des concentrations admissibles de corps radioactifs dans l'air ou dans l'eau de boisson : Concentrations Maximales Admissibles pour les travailleurs (C.M.A.) ou pour la Population (C.M.A.P.).

Dans le cas des effluents et des déchets, le but évident à atteindre, comme pour toute autre opération nucléaire, est d'aboutir à une exposition aussi faible que possible du public aux rayonnements ionisants.

Les effluents conduisant à une dispersion de matière radioactive dans l'environnement, on s'efforce :

- de réduire les quantités rejetées autant qu'il est possible de le faire raisonnablement,
- de choisir les sites nucléaires de façon à éviter que les personnes du voisinage ne soient exposées à des concentrations trop fortes à cause d'une mauvaise diffusion dans le milieu. Une étude écologique comprenant notamment l'investigation des transferts dans la chaîne alimentaire est effectuée. Cette étude permet de déterminer le ou les groupes de populations les plus exposés, ce (ou ces) groupe n'étant pas obligatoirement au voisinage très proche de l'installation nucléaire.

Les déchets par définition sont constitués par toutes les catégories de résidus radioactifs que l'on s'interdit de disperser dans l'environnement. Ils seront donc stockés, soit de façon provisoire, soit de façon définitive. Dans ce dernier cas, on parlera de leur élimination. Le

stockage ou l'élimination des déchets devront être tels que l'on puisse assurer que tout transfert de radioactivité vers l'homme soit négligeable.

3) INVENTAIRE DES EFFLUENTS ET DES DÉCHETS

Les quantités les plus importantes d'effluents et de déchets proviennent du cycle industriel de production d'énergie. On suivra donc dans l'ordre les diverses phases de ce cycle. Parallèlement, l'utilisation des radioéléments dans l'industrie, la médecine ou la recherche scientifique produit également des déchets et on tentera d'en évaluer l'importance.

Pour le cycle industriel, les productions annuelles d'effluents et de déchets sont rapportées à une unité de production d'énergie d'une puissance de 1000 mégawatts électriques (1 000 MWe).

3. 1. Extraction et traitement des minerais

Il faut 8 kg d'uranium naturel pour obtenir, après enrichissement, 1 kg d'uranium à 3,5 % d'uranium 235 ; pour le fonctionnement d'un réacteur de 1 000 MWe à eau ordinaire il faut, chaque année, changer une fraction du cœur (le tiers) qui représente 30 tonnes d'uranium. On voit donc qu'il faut chaque année, préparer 240 tonnes d'uranium naturel. Ces 240 tonnes sont contenues dans 100 000 tonnes de minerai à 2,5 %. Ce minerai contient également, parmi les produits de filiation de l'uranium 238, 80 Ci de radium 226 élément de nuisance radiologique élevée (1). Un faible pourcentage de ce radium est rejeté, avec des quantités minimales d'uranium, dans les effluents provenant des bassins de décantation des stériles. Ainsi les quantités rejetées conduisent dans les cours d'eau récepteurs, à une concentration en uranium représentant une fraction de la Concentration Maximale Admissible pour les Populations (C.M.A.P. : $2 \cdot 10^{-5}$ Ci/m³) et à une concentration en radium du même ordre de grandeur que la C.M.A.P. pour cet élément (10^{-8} Ci/m³). La concentration du radium demeurant dans les 100 000 tonnes de stériles est de l'ordre de ce qu'elle était dans le minerai originel : on conçoit alors que ces résidus ne présentent pas un risque notable.

3. 2. Conversion, raffinage, enrichissement, fabrication de combustibles

L'uranium, extrait des minerais, doit être raffiné pour obtenir un produit de très haute pureté dite « nucléaire » afin de permettre un bon rendement de fission. Dans l'usine de raffinage de MALVESI, on produit soit de l'uranium métal utilisé dans les réacteurs graphite-gaz, soit du tétrafluorure d'uranium (UF₄). Une usine de conversion transforme cet UF₄ en UF₆ gazeux nécessaire pour l'enrichissement de l'uranium en isotope 235. Cette même usine transformera ensuite l'UF₆ en UO₂ qui sera utilisé comme combustible dans les réacteurs à eau légère.

La mise en forme et le gainage du métal ou de l'UO₂ se font dans les usines de fabrication d'éléments combustibles.

L'ensemble de ces opérations est la source de faibles quantités de déchets, généralement peu actifs. Toutefois, pour les réacteurs utilisant du plutonium (réacteurs surrégénérateurs ou réacteurs de la filière eau ordinaire utilisant du plutonium recyclé), les déchets obtenus lors de la fabrication du combustible sont évidemment actifs. A titre d'exemple la fabrication du combustible destiné à un réacteur à neutrons rapides de 1 000 MWe fournit 350 m³ de dé-

(1) La nuisance radiologique élevée du radium tient au fait que cet émetteur alpha, lorsqu'il est ingéré, se fixe dans le squelette et que son élimination de l'organisme est très lente.

chets d'activité spécifique de l'ordre de quelques Ci par m³ pour une première charge et le renouvellement annuel du combustible produira environ 175 m³ par an contenant une activité totale de 200 à 300 Ci d'émetteurs alpha, principalement Pu-239 et Pu-240.

3. 3. Réacteurs

3. 3. 1 - REACTEURS GRAPHITE-GAZ

Les effluents gazeux rejetés par le fonctionnement de ces réacteurs comprennent essentiellement de l'argon 41 produit par l'activation de l'argon contenu dans le gaz carbonique. Cet argon est libéré soit par les fuites inévitables sur les circuits, soit lors des mises en air des réacteurs au moment des arrêts. Les activités rejetées sont de l'ordre de 12 000 Ci à CHINON, 4 000 Ci à SAINT-LAURENT-DES-EAUX et 900 Ci à BUGEY (1).

L'activité contenue dans les effluents liquides est de l'ordre de quelques Ci par an : en provenance essentiellement de la décontamination des vêtements de travail et du traitement de l'eau légèrement contaminée des piscines de stockage des combustibles irradiés.

Les périodes d'entretien sont génératrices de déchets, généralement de faible activité, mais certaines pièces mécaniques mises au rebut ont des activités (bêta, gamma) non négligeables. Les déchets de faible activité d'un réacteur de 500 MWe sont de l'ordre de 100 m³/an.

Un déchet particulier est constitué par les chemises en graphite des éléments combustibles à SAINT-LAURENT-DES-EAUX et à BUGEY ; le déchemisage est effectué sur le site du réacteur. L'activité de ces chemises provient des traces de cobalt contenues dans le graphite qui, par activation, donnent du cobalt 60. L'activité est de l'ordre de 0,01 Ci/kg compte tenu de la période relativement courte du cobalt 60 (5,3 ans) ; un stockage provisoire d'une cinquantaine d'années est suffisant pour réduire l'activité spécifique à un niveau très faible. Ce stockage est actuellement réalisé sur les sites des centrales nucléaires, soit sous forme de silos de béton de grande capacité (unité de 2 600 m³ à SAINT-LAURENT-DES-EAUX), soit sous forme de cases de petite capacité (36 cartouches) à BUGEY. Après décroissance, ces déchets seront acheminés vers les centres nationaux, pour y être stockés définitivement.

Le tableau ci-dessous résume les quantités et activités produites par an, rapportées à une puissance de 1 000 MWe.

REACTEURS GRAPHITE-GAZ (1 000 MWe)		
Effluents gazeux	argon 41	14 000 Ci
Effluents liquides	produits d'activation quelques produits de fission	10 à 30 Ci
Déchets solides	tout venant chemises d'éléments combustibles (Co-60)	100 m ³ contenant environ 100 Ci
		300 m ³ (120 t) contenant 1 200 Ci

(1) Il n'est pas tenu compte du tritium qui se forme par action des neutrons sur le lithium contenu dans le graphite de l'empilement ou des chemises. On peut évaluer à 150 000 Ci la quantité formée par la consommation totale du lithium contenu dans l'empilement d'un réacteur de 500 MWe et à 5 à 6 000 Ci le tritium formé chaque année dans les chemises de graphite du même réacteur.

3. 3. 2 - REACTEURS A EAU ORDINAIRE

La majeure partie des effluents liquides et gazeux de ces réacteurs provient directement du combustible. Celui-ci demeure en moyenne trois ans sous irradiation ; il est renouvelé par tiers tous les ans. Il n'est pas techniquement imaginable de conserver pendant leur durée de vie dans le réacteur la totalité des aiguilles de combustible intégralement étanches, et un certain pourcentage d'entre elles présente des fissures sans gravité mais suffisantes pour laisser échapper des produits de fission gazeux et en proportion moindre des produits volatils (iodes). Lorsqu'on parle d'un « taux de rupture de gaine » de 1 % cela signifie que 1 % des gaz rares et des iodes s'échappe hors du combustible. C'est généralement ce taux, considéré comme une limite supérieure en exploitation normale, qui est pris comme base pour l'évaluation de l'activité contenue dans les effluents.

Effluents gazeux

Dans un réacteur à eau sous pression, les effluents gazeux provenant principalement du dégazage des fuites liquides et du balayage de certaines capacités empruntent différents trajets avant d'atteindre l'atmosphère. Le long de ces trajets, ils séjournent dans des réservoirs un temps suffisamment long pour permettre la décroissance ou traversent des ensembles de filtration munis de pièges à iode (ceci est maintenant le cas général pour les réacteurs récents en construction ou en commande). Dans ces conditions, il restera peu de gaz rares (xénon 133 et krypton 85) et des quantités négligeables d'iodes.

Dans un réacteur à eau bouillante (1) les effluents gazeux proviennent des fuites aux garnitures de la turbine et des éjecteurs d'air du condenseur. L'activité dominante est due aux produits d'activation de l'air (azote 13, azote 16, oxygène 19, tous de périodes de quelques secondes) et pour une moindre part au xénon 133 et au krypton 85. Ces gaz radioactifs sont rejetés après passage par une ligne à retard (20 à 40 minutes) et filtration. Ce dispositif permet la décroissance quasi totale des produits d'activation de l'air et il ne reste que les xénons et les kryptons. Cette activité encore notable (2 à 3 millions de Ci annuels) peut être réduite à 20 000 - 30 000 Ci si l'on utilise une adsorption sur charbon actif refroidi à — 17° C, ou d'autres procédés tels que la dissolution des gaz rares dans le fréon ou leur liquéfaction. Ces dispositifs seront probablement installés à l'avenir (2).

Effluents liquides

Pour les deux types de réacteurs, ces effluents proviennent des circuits d'épuration, des circuits de refroidissement et des effluents de décontamination. Après filtration et passage sur résines échangeuses d'ions, les activités rejetées sont faibles. Ces effluents comportent également du tritium en quantité négligeable pour un réacteur à eau bouillante, mais plus notable pour un réacteur à eau pressurisée (voir tableau).

Déchets solides

Les déchets solides de ces réacteurs sont constitués par les concentrats provenant des évaporateurs (conditionnés en général par blocage dans du béton ou enrobage dans du bitume), par les résines usées, les filtres usés, les matériaux démontés non décontaminables et les matériaux d'exploitation courante (gants, plastique, etc.). Ils varient bien entendu avec le nombre d'incidents et aussi avec le taux de rupture de gaine.

(1) Les indications relatives aux réacteurs à eau bouillante ont été maintenues dans le rapport, à titre indicatif, malgré la récente décision de renoncer à cette technique dans le programme français.

(2) 2 à 3 millions de Ci de gaz rares rejetés dans des conditions « moyennes » conduisent à des irradiations externes, aux points les plus exposés, inférieures à la C.M.A.P. mais généralement supérieures à 1/10 de celle-ci.

Le tableau ci-dessous résume les quantités annuelles d'effluents et déchets pour les deux types de réacteurs.

		RÉACTEURS	
		à eau pressurisée (1 000 MWe)	à eau bouillante (1 000 MWe)
Effluents gazeux	xénons kryptions iodes	40 000 Ci 10 000 Ci négligeable	2 500 000 Ci négligeable
Effluents liquides	tritium autres	700 Ci 20 à 30 Ci	50 à 100 Ci 20 à 30 Ci
Déchets solides	faible ou moyenne activité	30 à 100 m ³ activité comprise entre 3 000 et 10 000 Ci	100 à 300 m ³ activité comprise entre 1 000 et 3 000 Ci

3. 3. 3 - REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

Du point de vue des rejets radioactifs, ces réacteurs devraient se situer au même niveau que les réacteurs à eau en ce qui concerne les rejets d'effluents liquides. La production de déchets solides serait également du même ordre de grandeur. Toutefois les rejets gazeux, compte tenu de la mise en œuvre plus aisée de systèmes d'épuration du ciel d'argon au-dessus du sodium, devraient se limiter pratiquement au krypton 85 relâché par le combustible en très faibles quantités. Il faut noter également que le tritium, produit de fission, se fixe dans le circuit de sodium primaire au niveau des pièges froids. Quant aux iodes, ils sont entièrement piégés dans le sodium, par combinaison chimique. On peut donc résumer ainsi les productions pour 1 000 MWe :

- Effluents gazeux : 20 à 30 Ci de krypton 85.
- Effluents liquides : 20 à 30 Ci de produits d'activation et de fission divers.
- Déchets solides : 50 à 100 m³ pour une activité pouvant atteindre 3 000 à 6 000 Ci.

3. 4. Usines de retraitement de combustibles

Le retraitement des combustibles tel qu'il sera pratiqué pour le combustible de la filière eau légère comprendra :

- un dégainage mixte (mécanique et chimique) : les gaines tronçonnées seront récupérées comme résidus (les « coques »),
- l'uranium et le plutonium entraînés en solution seront séparés des produits de fission par une succession d'extractions à base de solvants organiques.

La future installation destinée à assurer ce traitement est prévue à l'usine de La HAGUE où les installations actuelles sont en cours de modification. La capacité de traitement pourra atteindre 900 tonnes par an ce qui correspond à la production de 30 000 MWe (30 unités de 1 000 MWe). Pour un réacteur PWR la charge de combustible est renouvelée par tiers tous les ans soit 30 tonnes de combustible à traiter par an et par 1 000 MWe.

Dans ce qui suivra, les quantités annuelles annoncées correspondent au combustible irradié provenant du fonctionnement d'un réacteur de 1 000 MWe.

3. 4. 1 - SOLUTIONS DE PRODUITS DE FISSION

Les quantités de solutions de produits de fission obtenues sont de :

- 50 litres par tonne d'uranium pour un réacteur graphite-gaz (soit 12,5 m³ par an pour 1 000 MWe),
- 500 litres par tonne d'uranium pour un réacteur à eau ordinaire (soit 15 m³ par an pour 1 000 MWe),
- 650 litres par tonne de mélange UO₂ + Pu O₂ pour un réacteur à neutrons rapides (soit 8,5 m³ par an pour 1 000 MWe).

L'activité bêta - gamma de ces solutions est donnée par le tableau ci-après. Il a paru utile de noter également l'énergie dégagée par ces déchets, ce paramètre étant très important pour leur stockage tant au stade initial (extraction et stockage sous forme liquide) qu'aux stades ultérieurs.

Activité et énergie spécifique des solutions de produits de fission			
Temps après la sortie du réacteur	Activité bêta-gamma, (10 ⁶ Ci/m ³)	Activité alpha (Ci/m ³)	Energie dégagée (kW/m ³)
3 mois	16	3 148	67
1 an	7,2	3 040	30
10 ans	0,97	2 025	4,1
50 ans	0,16	547 (1)	0,67

Le blocage des produits de fission par incorporation dans des matrices : solides (verres notamment) conduit à une réduction en volume d'un facteur 10 en moyenne, soit 1,5 m³ de verre par 1 000 MWe/an.

Le tableau en appendice donne des indications sur les quantités de plutonium et de quelques autres corps contenues dans un réacteur de 1 000 MWe.

3. 4. 2 - GAINES

Il existe plusieurs procédés de dégainage :

- le dégainage mécanique, utilisé à MARCOULE,
- le dégainage chimique, utilisé actuellement à LA HAGUE,
- le dégainage par « cisailage dissolution » qui sera utilisé à LA HAGUE pour les combustibles de réacteurs à eau ordinaire : l'élément combustible est tronçonné, puis le combustible contenu dans les tronçons est dissous dans l'acide nitrique. Les morceaux de gaines (appelés « coques ») insolubles sont récupérés et stockés.

Pour les réacteurs graphite-gaz, les gaines sont relativement peu actives (100 Ci/m³).

Par contre les gaines des réacteurs à eau ordinaire sont très actives. Leur activité est de l'ordre de 10 000 Ci/m³. Elles contiennent en outre 0,2 % à 0,5 % du plutonium présent dans le combustible. Une tonne de combustible produit environ 0,3 m³ de « coques », soit une dizaine de m³ pour les 30 tonnes correspondant à 1 000 MWe par an.

(1) Cette diminution d'activité notable est due notamment à la décroissance du curium 244 et du plutonium 241.

On peut donc résumer la situation, en ce qui concerne les gaines, correspondant à 1 000 MWe, par le tableau suivant :

Volume (m ³)	Activité (Ci)	Plutonium contenu kg
13	130 000	0,8

3. 4. 3 - EFFLUENTS GAZEUX

Ils sont libérés essentiellement lors du dégainage et de la dissolution. La totalité des xénon et des kryptons présents dans le combustible est rejetée dans l'environnement. Compte tenu du temps de « refroidissement » (de l'ordre de 1 an) entre la sortie du réacteur et le retraitement, le seul élément significatif est le krypton 85, vu sa longue période. 300 000 Ci de krypton 85 sont ainsi libérés. Ce chiffre peut paraître impressionnant ; en fait le curie est une unité qui ne traduit pas l'irradiation qui peut en résulter pour l'exposition des personnes (1). Dans le cas présent, le krypton étant un gaz chimiquement inerte ne se fixe pas dans l'organisme. Par ailleurs, il émet principalement des particules bêta. Finalement, l'exposition radiologique qui en résulterait au voisinage immédiat de l'usine est faible et les rejets de krypton d'une usine de 900 tonnes (projet actuel de LA HAGUE), soit 9 millions de Ci/an, peuvent être considérés comme tout à fait acceptables.

Les iodes (iode 131 de période 8 jours et iode 129 de période 1,6 10⁷ ans) sont libérées principalement au stade de la dissolution du combustible. Le piégeage final de l'iode peut se faire en deux temps sur colonne de lavage puis sur absorbants ; il permet d'en arrêter la plus grande partie. De faibles quantités sont véhiculées par les ventilations et finalement rejetées (0,3 Ci d'iode 131 et 0,05 Ci d'iode 129 pour 30 t de combustible traité) qui pourraient cependant être arrêtées par des zéolites ou des tamis moléculaires argentés.

Une partie du tritium contenu dans le combustible (500 à 1 000 Ci soit 5 à 10 %) est également reprise par les circuits de ventilation puis rejetée dans l'atmosphère.

La totalité des effluents gazeux, reprise par la ventilation générale, est rejetée par une cheminée de 100 mètres de haut qui permet d'obtenir une très bonne dispersion et de diminuer très sensiblement l'irradiation au sol.

3. 4. 4 - EFFLUENTS LIQUIDES DE FAIBLE OU MOYENNE ACTIVITE

En extrapolant les données actuelles, on peut estimer la production à 3 000 m³ d'effluents contenant, outre la majeure partie du tritium (environ 10 000 Ci), des produits de fission résiduels (300 Ci) dont la majeure partie est constituée par du ruthénium (44 %) et, à un moindre degré, par du strontium 90 (8 %), de l'antimoine 125 (7 %), du césium 137 (4 %).

3. 4. 5 - DECHETS SOLIDES

Ils comprennent :

- des boues, résidus de traitement des déchets liquides de faible ou moyenne activité ; la quantité produite est d'environ 13 m³/an contenant 45 000 Ci de produits de fission ou d'activation et 1 kg de plutonium (0,2 % du Pu total) ;
- des déchets divers de haute activité (matériels divers non récupérables) à inclure en blocs de béton : 1,5 m³/an ;

(1) Voir la note (1) de la page 25 du document II et le paragraphe 2. 4. de ce document.

- des déchets de faible activité (résidus de matériel d'exploitation, gants, papiers, etc.) : 30 m³/an ;
- les « coques », pour mémoire.

3. 4. 6 - RECAPITULATION

Le tableau suivant donne les productions annuelles d'effluents et de déchets dus au re-traitement du combustible d'un réacteur à eau de 1 000 MWe ayant fonctionné pendant 1 an.

Catégorie de résidus	Volumes (m ³)	Nature ou composition	Activités en Ci	Masse de transuraniens contenus
Effluents gazeux rejetés		krypton 85 iode 131 iode 129 tritium	300 000 0,3 0,05 500 à 1 000	
Effluents liquides rejetés	3 000	tritium produits de fission ou autres radionucléides	10 000 300	
Déchets liquides de très haute activité	15	produits de fission plutonium (1) transuraniens dont : Am-241 Cm-244	(tableau p. 58)	0,7 kg 0,6 kg 0,25 kg
Déchets solides de haute activité	13 1,5	« coques » provenant des gaines plutonium Déchets solides divers	(tableau p. 59) 10 ⁵ 100 à 1 000	0,8 kg généralement négligeable
Déchets solides de moyenne ou faible activité	13 30	Boues de traitement des résidus liquides Déchets faible activité	45 000 faibles mais très variables	1 kg (Pu) négligeable

NB : Le total du Pu dans les divers déchets serait de 0,5 % du Pu total présent dans le combustible au moment du traitement.

(1) Il s'agit de plutonium total composé en majeure partie de Pu-239 et Pu-240. On ne peut dans ce cas donner de correspondance en Ci, sans détailler.

3. 5. Déchets d'origines diverses

Les centres de recherche du Commissariat à l'Energie Atomique produisent la plus grande partie des effluents et déchets en dehors de ceux qui viennent d'être décrits.

Pour les effluents radioactifs, il est difficile d'entrer ici dans le détail. D'une façon générale, les effluents produits par les réacteurs de recherche ou de production de radioéléments artificiels sont faibles. Si l'on admet une proportionnalité à la puissance comme pour les réacteurs électrogènes (la puissance totalisée de ces réacteurs est inférieure à 500 MWth contre

3 000 MWth environ pour un réacteur de production d'électricité de 1 000 MWe), les rejets d'effluents gazeux conduisent à des irradiations autour des sites très inférieures (quelques %) aux normes en vigueur. Les rejets d'effluents liquides sont également faibles.

Les déchets solides proviennent en majeure partie des travaux expérimentaux, des résidus de décontamination ou des boues ou concentrats d'évaporation résultant du traitement des liquides contaminés. On peut estimer la production annuelle à 4 000 m³ dont 80 % peuvent être considérés comme étant de faible activité (activité inférieure ou très inférieure à 1 Ci/m³), le reste en pourcentages variables de moyennes (10 Ci/m³) ou hautes activités (supérieures à 100 Ci/m³). Cette production ne devrait pas croître sensiblement dans l'avenir.

Pour les autres producteurs de déchets (hôpitaux, industrie, universités) la production est de l'ordre de 200 m³/an. Ce dernier chiffre doit croître au rythme de l'expansion de l'utilisation des radioéléments (20 % par an).

(4) PROCÉDÉS DE TRAITEMENT OU DE STOCKAGE - ÉTAT ACTUEL ET ORIENTATIONS POSSIBLES DANS LE FUTUR

4. 1. Traitement des effluents gazeux

Pour les réacteurs et sous l'angle du fonctionnement normal, le piégeage des gaz rares (xénons et kryptons) dilués dans de grandes quantités d'air retient actuellement l'attention. Le problème intéresse les réacteurs à eau bouillante. La ligne à retard, simple conduit introduisant un délai de 20 à 40 minutes avant le rejet dans l'atmosphère, n'apporte pas une élimination suffisante de l'activité si l'on désire n'exposer le public qu'à un niveau très faible par rapport aux normes en vigueur. Des solutions existent pour retenir les gaz rares radioactifs : charbons actifs refroidis à — 17°C, dissolutions dans les fréons, liquéfaction des gaz. Elles nécessitent néanmoins encore certains développements techniques.

Le problème des iodes n'est pas actuellement préoccupant pour les réacteurs en exploitation normale. Dans de nombreux cas, des pièges à iode ne sont pas nécessaires. Néanmoins ils sont prévus pour faire face à certaines situations accidentelles. Il faut néanmoins souligner que ces dispositifs sont d'un fonctionnement délicat et nécessitent une surveillance attentive. Il est souhaitable qu'un effort de recherche et de développement soit maintenu dans ce domaine.

En ce qui concerne les réacteurs rapides, bien qu'il soit prudent d'attendre les résultats d'exploitation de PHENIX, le piégeage des gaz rares est facilité car ceux-ci sont véhiculés par le gaz de couverture, l'argon, lui-même confiné ; ils représentent des volumes limités et l'efficacité du dispositif de traitement peut être excellente. Les iodes et le tritium sont énergiquement piégés dans le fluide de refroidissement (sodium) et retenus sur le dispositif d'épuration associé.

Dans les usines de retraitement des combustibles, le krypton et le xénon produits sont libérés en totalité. Le tritium présent, sous de faibles quantités (95 % du tritium formé étant soit piégé par des gaines, soit transformé en eau tritiée), est également rejeté dans l'atmosphère. Les gaz de dissolution subissent des lavages qui retiennent une grande partie de l'iode, qu'ils contenaient. Ainsi la quantité d'iode dégagée est inférieure à 5 % de la quantité présente.

Dans l'immédiat les rejets gazeux ne posent pas de problème. Toutefois à l'horizon 1985 le cas du krypton devrait retenir l'attention, une contamination trop élevée du krypton extrait de l'air pouvant gêner les utilisateurs de ce gaz.

Dans les grands laboratoires, le confinement est réalisé par la ventilation qui assure la mise en dépression des locaux actifs. Les conduits d'extraction sont munis d'ensembles de filtration à poussières de haute efficacité résistant à des températures élevées. Dans certains cas, par exemple celui des laboratoires d'examen de combustibles irradiés où des émissions d'iodes sont à craindre, ce dispositif est complété par des pièges à iode.

4. 2. Traitement des liquides de faible, moyenne ou haute activité

Trois catégories principales de traitement sont utilisées pour ces liquides (le plus souvent des solutions aqueuses) contaminés :

- le traitement chimique par coprécipitation est en général valable pour les faibles activités ; le facteur de décontamination n'est pas très élevé (entre 50 et 500 suivant les éléments) ;
- l'échange d'ions sur résines est recommandé pour des liquides peu chargés en sels ;
- enfin l'évaporation, dont la technologie se perfectionne, permet d'atteindre des coefficients de décontamination de 10 000 et plus.

Aucun traitement pratiquement utilisable n'existe pour éliminer le tritium contaminant une solution. Mais le choix d'un site approprié (LA HAGUE rejette ses effluents liquides dans la Manche) aux capacités de dilution très grandes permet de résoudre le problème du rejet et il ne semble pas qu'il y ait lieu de s'en préoccuper même après 1985. De plus, sa nuisance radiologique est faible (cf. doc. II, note 1, p. 39).

4. 3. Traitement des liquides de très haute activité

Les solutions résultant du traitement des combustibles irradiés contiennent la quasi-totalité de l'activité des produits de fission engendrés dans les réacteurs nucléaires. Le problème de leur traitement est complexe car les choix qui sont ou seront faits ne seront pas sans incidence sur les voies choisies pour l'élimination définitive de ces déchets. C'est donc l'ensemble du problème qu'il faut considérer. Comme cela a été signalé (paragraphe 3. 4 de ce document), ces solutions contiennent, en plus des produits de fission, un peu d'uranium et de plutonium résiduels (0,5 % du plutonium), la totalité des autres transuraniens. Un stockage valable à l'échelle d'un seul millénaire ne fait pas disparaître les transuraniens dont les périodes sont parfois de plusieurs milliers d'années. Une méthode séduisante serait de séparer ces éléments avant l'adoption de procédés définitifs de stockage. En l'état actuel, ces solutions sont conservées dans des réservoirs en acier inoxydable ventilés, refroidis et placés dans des casemates en béton qui assurent un blindage contre les rayonnements γ très intenses émis par les produits de fission. Un double confinement est assuré et, en cas de fuite, il est possible de transférer les liquides dans des réservoirs maintenus vides à cet effet.

Dans un avenir proche, il est prévu d'incorporer les produits de fission dans des verres silico-alumineux sous forme de blocs qui seront protégés par une enveloppe métallique. Une installation pilote fonctionne à MARCOULE, une installation industrielle y sera mise en service en 1977, ensuite, une installation du même type devrait fonctionner en 1980 à LA HAGUE. Ainsi sera réalisé un stockage intérimaire particulièrement sûr et conduisant à une réduction de volume de 5 à 10. Un tel programme réserve des délais très larges pour permettre la mise en œuvre d'une solution définitive.

4. 4. Traitement et stockage des déchets solides de faible, moyenne ou haute activité

L'injection de liquides radioactifs dans les nappes d'eau captives profondes a été utilisé sur certains sites (MELEKESS, U.R.S.S.) ou est actuellement à l'étude (KARLSRUHE, Allemagne). Mais elle présente des difficultés sérieuses quant au choix des nappes qui ne doivent, en aucun cas, être utilisées dans l'avenir. En supposant que ce choix soit possible (1), il faudrait alors faire des études géologiques très approfondies.

En fait, comme on l'a vu, le traitement de tous les liquides radioactifs conduit à séparer l'activité du liquide qui devient dès lors un effluent et à stocker, sous forme solide, le résidu radioactif de traitement. Une technique particulièrement séduisante mise au point pendant la dernière décennie et fonctionnant maintenant industriellement consiste à inclure des résidus

(1) En France, le décret du 31 décembre 1974 relatif aux rejets d'effluents radioactifs liquides provenant d'installations nucléaires interdit explicitement, en son article 2, « les rejets dans les eaux souterraines d'effluents radioactifs liquides ».

dans du bitume. On obtient des blocs très résistants à la dégradation et à la lixiviation. Peuvent être également inclus soit dans du bitume, soit dans du béton, les déchets solides de toute provenance après démantèlement, broyage et compactage pour obtenir des réductions de volume sensibles.

Actuellement on utilise des stockages provisoires sur les sites nucléaires et ce type de stockage est spécialement intéressant pour les matériels contaminés par le cobalt 60 (période 5 ans) qui après 50 ans de stockage provisoire auront une activité 1 000 fois plus faible.

Le stockage des déchets de faible ou moyenne activité est donc effectué soit sur les lieux de production (Centres du C.E.A. ou sites E.D.F.), soit sur le site de stockage de LA HAGUE qui est géré par la Société Infracome sous la responsabilité du C.E.A. Seul le stockage d'Infracome est considéré comme définitif ; les déchets (en provenance soit des stockages provisoires du C.E.A. ou d'E.D.F., soit d'autres installations sur le territoire national) sont entreposés sur des aires aménagées ou en tranchées bétonnées. Cette installation devrait faire face aux besoins jusqu'en 1985. Au-delà, il conviendra de songer à un autre centre de stockage (peut-être dans le Sud de la France) ou de promouvoir des solutions nouvelles.

Signalons pour mémoire :

— que la mine désaffectée de BAUZOT en Saône-et-Loire a servi à entreposer de 1958 à 1967 les résidus en provenance de la fabrication de combustible à uranium naturel (il s'agit donc de déchets peu radioactifs) ;

— que certaines opérations de rejet en mer ont eu lieu en 1967 et 1969, sous l'égide de l'O.C.D.E., mais la France n'a pas participé aux opérations ultérieures qui ont eu lieu dans les mêmes conditions en 1971, 1972, 1973, 1974 et 1975.

Il paraît également important de mentionner que les stockages de déchets radioactifs n'exigeront pas de grandes surfaces à l'avenir. Quelques centaines d'hectares devraient être suffisants vers 1985, compte tenu des stockages provisoires utilisés sur les sites mêmes des installations (centrales ou centres de recherche). Quant aux déchets de très haute activité sous forme de verres, ils représenteront un volume maximum de 100 m³/an en 1985 ou 500 m³ au total entre 1975 et 1985. Dans l'hypothèse où ils seraient stockés en surface, dans des casemates protégées, de telles installations n'auraient rien de « monumental ».

QUANTITES DE PLUTONIUM ET DE PRODUITS DE FISSION CONTENUES DANS UN REACTEUR DE 1 000 MWe

	Période (ans)	B.W.R.		P.W.R.		Graphite-Gaz		Rapides		Potentiel disponible (1)
		%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	
Pu 238	86	1,5	12	2	10	0,05	1	0,03	1	1,3. 10 ¹²
Pu 239	24 400	53	422	63	315	81	2 020	74	3 330	2 . 10 ¹³
Pu 240	6 580	28	222	19	95	16	400	23	1 030	2,5. 10 ¹³
Pu 241	13	12	96	12	60	3	75	3	130	1,5. 10 ¹²
Pu 242	379 000	6	48	4	20	0,3	7	0,5	20	7 . 10 ⁹
Am 241	458	0,2	2						(20)	3 . 10 ¹²
Cm 244	18	0,1	0,75						(40)	. 10 ¹⁴
									Curies	
Sr 90	28								1,8 10 ⁶	3 . 10 ¹³
Cs 137	30								4,6 10 ⁶	2 . 10 ¹⁴
I 131	8 jours								7,4 10 ⁷	10 ¹⁶
Xe 133	5,3 jours								10 ⁸	4 . 10 ¹³

(1) Le potentiel disponible est le volume d'air (en mètre cubes) qui serait contaminé à la C.M.A. par les quantités indiquées, compte tenu d'un facteur d'émission de :

- 1 pour les gaz rares
- 0,3 pour les iodes
- 0,2 pour le césium
- 0,01 pour le strontium
- 0,001 pour le plutonium, l'américium et le curium.

Annexe n° 1 - TEXTES OFFICIELS

Décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires

(J. O. 14. 12. 63)

modifié par le Décret n° 73-405 du 27 mars 1973 (J. O. 4-4-73)

« Art. 1^{er}. — Sont soumises aux dispositions du présent décret les installations nucléaires de base définies à l'article 2 et exploitées par toute personne physique ou morale publique ou privée, civile ou militaire. »

« Art. 2. — Les installations nucléaires de base sont :

« 1° Les réacteurs nucléaires, à l'exception de ceux qui font partie d'un moyen de transport ;

« 2° Les accélérateurs de particules dont les caractéristiques sont fixées par arrêté conjoint du ministre de l'éducation nationale, du ministre du développement industriel et scientifique et du ministre de la santé publique ;

« 3° Les usines de préparation, de fabrication ou de transformation de substances radioactives, c'est-à-dire de toutes substances naturelles ou artificielles émettant des rayonnements directement ou indirectement ionisants, notamment les usines de préparation des combustibles nucléaires, de séparation des isotopes des combustibles nucléaires, de traitement des combustibles nucléaires irradiés ou de traitement de déchets radioactifs ;

« 4° Les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets, notamment celles qui sont destinées à l'irradiation.

« Les usines et installations définies aux paragraphes 3 et 4 ci-dessus sont des installations nucléaires de base lorsque la quantité ou l'activité totale des substances radioactives pouvant y être détenues est supérieure au minimum fixé, selon le type d'installation et le radioélément considéré, par arrêté conjoint du ministre du développement industriel et scientifique, du ministre de la santé publique et du ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement.

« Font partie de l'installation nucléaire de base tous les équipements compris dans le périmètre prévu à l'article 3. »

« Art. 3. — Les installations nucléaires de base ne peuvent être créées qu'après autorisation ; la demande d'autorisation doit donner les caractéristiques de l'installation ou des installations nucléaires de base ainsi que des établissements visés à l'article 6 bis faisant l'objet de la demande ; elle doit comporter un plan de situation indiquant dans le cadre d'un site nucléaire, le périmètre de l'installation. Un site nucléaire peut comprendre plusieurs installations nucléaires de base ayant un même exploitant et constituant un tout organique ; il peut comporter dans les mêmes conditions des possibilités d'accueil d'installations nouvelles.

« La demande d'autorisation est adressée au ministre du développement industriel et scientifique, et, le cas échéant, au ministre dont relève l'établissement. Le ministre du développement industriel et scientifique en informe le ministre de l'intérieur, le ministre de l'aménagement du territoire, de l'équipement, du logement et du tourisme, le ministre des affaires culturelles, le ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement, le ministre de l'agriculture et du développement rural, le ministre de la santé publique et le ministre des transports.

« La demande est soumise à enquête locale. L'enquête locale n'est pas obligatoire :

« a) 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 mis 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 ;

« b) Dans le cas de modifications apportées à une installation ou à un projet d'installation ayant déjà fait l'objet d'une enquête locale, si ces modifications répondent aux conditions prévues à l'alinéa précédent ;

« c) Pour les demandes d'autorisation de changement d'exploitant présentées conformément à l'article 6.

« Des arrêtés conjoints du ministre de l'intérieur, du ministre de l'aménagement du territoire, de l'équipement, du logement et du tourisme, du ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement, du ministre du développement industriel et scientifique et du ministre de la santé publique déterminent les modalités selon lesquelles il sera procédé à l'enquête locale.

« L'autorisation est délivrée, après avis de la commission prévue à l'article 7, par décret pris sur le rapport du ministre du développement industriel et scientifique et, le cas échéant, du ministre dont relève l'établissement, après avis conforme du ministre de la santé publique.

« Dans le cas où le ministre de la santé publique n'aurait pas fait connaître son avis dans le délai de trois mois à compter de la demande d'avis, l'autorisation peut être délivrée par décret pris en conseil des ministres.

« Une liste des installations nucléaires de base est établie et tenue à jour par le ministre du développement industriel et scientifique. »

« Art. 3 bis. — a) Par dérogation aux dispositions de l'article 3, la création de certaines installations nucléaires de base, dont les activités sont inférieures à des valeurs fixées par arrêtés conjoints du ministre du développement industriel et scientifique, du ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement et du ministre de la santé publique, peut être autorisée dans les conditions prévues au présent article.

« b) Les installations nucléaires de base définies au paragraphe a peuvent être autorisées, pour une durée inférieure à six mois non renouvelable, par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique, sans enquête locale, après avis du préfet, ou des préfets intéressés et de la section permanente prévue à l'article 10.

« c) Les installations nucléaires de base définies au paragraphe a et destinées à être fabriquées en série peuvent être autorisées dans les conditions suivantes :

« Un décret pris sur rapport du ministre du développement industriel et scientifique, après avis de la commission visée à l'article 7 et avis conforme du ministre de la santé publique donne un agrément de principe au type de l'installation ;

« Un arrêté du ministre du développement industriel et scientifique, pris après l'enquête locale prévue à l'article 3 et avis de la section permanente prévue à l'article 10, autorise l'exploitation dans un périmètre déterminé.

« d) Les installations nucléaires de base mobiles relevant de la catégorie définie au paragraphe a peuvent être autorisées dans les conditions suivantes :

« Un décret pris sur le rapport du ministre du développement industriel et scientifique, après avis de la commission visée à l'article 7 et avis conforme du ministre de la santé publique, donne un agrément de principe à l'installation ;

« Un arrêté du ministre du développement industriel et scientifique, pris sans enquête locale, après avis du préfet ou des préfets intéressés et de la section permanente visée à l'article 10, autorise le stationnement de l'installation dans un ou plusieurs périmètres déterminés et en fixe la durée maximale.

« L'opération de déplacement d'une installation d'un périmètre à un autre relève de la réglementation des transports des matières dangereuses.

« Art. 3 ter. — Certaines catégories d'installations nucléaires de base de faible importance peuvent être placées en dehors du champ d'application du présent décret par arrêté conjoint du ministre chargé des affaires atomiques, du ministre chargé de l'industrie et du ministre de la santé publique, sans préjudice de l'application éventuelle de la loi du 19 décembre 1917. »

« Art. 4. — L'autorisation de création fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation ainsi que les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant, sans préjudice de l'application de la réglementation technique générale prévue à l'article 10 bis. Elle fixe en particulier les conditions auxquelles est subordonnée la mise en exploitation de l'installation. »

Des décrets pris dans les formes visées à l'article 3 peuvent, en cas de besoin, apporter à ces mesures les modifications nécessaires.

Les dites mesures ne font pas obstacle à l'application des dispositions édictées par le livre II du code du travail et par les textes pris pour l'application du dit livre dans l'intérêt de l'hygiène et de la sécurité des travailleurs.

« Art. 5. — L'autorisation de création fixe, compte tenu de la nature de l'installation, le délai dans lequel celle-ci doit être mise en service.

Si l'installation n'est pas mise en service dans le délai fixé ou si elle n'est pas exploitée pendant une durée consécutive de deux ans, une nouvelle autorisation, délivrée dans les mêmes formes, est nécessaire.

« Art. 6. — Une nouvelle autorisation, délivrée dans les formes prévues à l'article 3, doit être obtenue :

Lorsque l'exploitant veut ajouter à son installation une autre installation nucléaire de base ;

Lorsqu'une installation nucléaire de base autorisée change d'exploitant ;

Lorsqu'une installation nucléaire de base est transférée à un autre emplacement ;

Lorsqu'une installation nucléaire de base doit faire l'objet de modifications de nature à entraîner l'inobservation des prescriptions précédemment imposées ;

Lorsque, à cause d'un incendie, d'une explosion ou de tout autre accident survenant dans une installation nucléaire de base, celle-ci est détruite ou arrêtée pour une durée supérieure à deux ans.

Lorsque le périmètre d'une installation nucléaire de base est modifié. »

« Art. 6 bis. — Les établissements entrant dans le champ d'application de la loi du 19 décembre 1917 et situés dans le périmètre prévu à l'article 3 ci-dessus sont soumis aux prescriptions ci-après par dérogation aux dispositions de nature réglementaire de cette loi et des textes pris pour son application.

« a) Le ministre du développement industriel et scientifique est substitué, pour toutes actions administratives qui concernent ces établissements, au préfet ou aux préfets intéressés. Il tient celui-ci ou ceux-ci informés de ces actions ;

« b) Les demandes d'autorisation d'établissements de première ou de deuxième classe compris dans la demande d'autorisation d'une installation nucléaire de base ne donnent pas lieu à une enquête distincte ; celle-ci doit satisfaire aux conditions posées aux articles 7 et 9 de la loi du 19 décembre 1917. Ces établissements sont autorisés par le décret autorisant l'installation nucléaire de base dans le périmètre de laquelle ils sont situés ;

« c) Le ministre du développement industriel et scientifique notifie à l'exploitant, après avis de l'inspecteur des installations nucléaires de base prévu à l'article 11, les prescriptions techniques auxquelles il doit se conformer. »

« Art. 7. — Il est institué une commission interministérielle des installations nucléaires de base composée comme suit :

« Un membre du Conseil d'Etat ayant au moins le rang de conseiller, président ;

« Le haut-commissaire à l'énergie atomique ou son représentant, vice-président ;

« Un représentant du ministre chargé de la défense nationale ;

« Un représentant du ministre chargé du travail ;

« Deux représentants du ministre de l'intérieur ;

« Un représentant du ministre de l'économie et des finances ;

« Un représentant du ministre de l'éducation nationale ;

« Un représentant du ministre de l'aménagement du territoire, de l'équipement, du logement et du tourisme ;

« Un représentant du ministre des affaires culturelles ;

« Un représentant du ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement ;

« Un représentant du ministre de l'agriculture et du développement rural ;

« Trois représentants du ministre du développement industriel et scientifique ;

« Deux représentants du ministre de la santé publique ;

« Un représentant du ministre des transports ;

« Deux représentants du commissariat à l'énergie atomique ;

« Un représentant du centre national de la recherche scientifique ;

« Deux représentants de l'Electricité de France ;

« Un représentant de l'institut national de la santé et de la recherche médicale ;

« Un représentant du service central de protection contre les rayonnements ionisants ;

« Un représentant de l'institut national de la recherche agronomique ;

« Trois membres choisis en raison de leur compétence particulière dans le domaine nucléaire, dont deux sur proposition du ministre du développement industriel et scientifique et un sur proposition du ministre de la santé ;

« Il est désigné des membres suppléants en nombre égal à celui des titulaires.

« Le président, les membres titulaires et suppléants sont nommés par arrêté du Premier ministre pour une durée de cinq ans.

« La commission comprend en outre, avec voix délibérative, un secrétaire permanent nommé par arrêté du Premier ministre sur proposition du ministre du développement industriel et scientifique. Il est désigné un suppléant de ce secrétaire permanent suivant les mêmes modalités.

« La commission peut se faire assister de techniciens ou de personnalités compétentes pour l'étude d'une question déterminée et procéder à toute consultation technique qu'elle juge nécessaire. »

« Art. 8. — La commission donne son avis sur les demandes d'autorisation de création ou de modifications d'installations nucléaires de base et sur les prescriptions particulières applicables à chacune de ces installations.

« La commission doit donner son avis dans les deux mois qui suivent sa saisine par le ministre du développement industriel et scientifique. »

La commission donne son avis et fait des propositions sur les autres questions relatives aux installations nucléaires de base et notamment :

L'élaboration et l'application de la réglementation relative à ces installations, et particulièrement, les prescriptions générales à observer pour éviter les dangers ou les inconvénients pouvant résulter de la création ou du fonctionnement de ces installations :

« Sont, à ce titre, soumis à la commission, les projets de texte réglementant la protection des travailleurs, du public, de la nature et de l'environnement, lorsqu'ils concernent les installations nucléaires de base. »

« Art. 9. — La commission se réunit sur la convocation de son président et au moins une fois par an. Les délibérations sont prises à la majorité des voix. En cas de partage, la voix du président est prépondérante. La commission établit son règlement intérieur.

Les demandes d'autorisation et les demandes d'avis sont adressées au secrétariat de la commission par le ministre chargé de l'énergie atomique. Elles font l'objet d'un rapport établi par le secrétaire permanent.

« Art. 10. — Il est créé, au sein de la commission, une section permanente qui comprend le président, le vice-président, le secrétaire permanent de la commission et les membres suivants désignés par le président parmi les membres titulaires ou suppléants de la commission :

- « Le représentant du ministre d'Etat chargé des affaires sociales ;
- « Un représentant du ministre de l'intérieur ;
- « Le représentant du ministre de la protection de la nature et de l'environnement ;
- « Le représentant du ministre de l'aménagement du territoire, de l'équipement, du logement et du tourisme ;
- « Un représentant du ministre du développement industriel et scientifique ;
- « Un représentant du ministre de la santé publique ;
- « Le représentant du service central de protection contre les rayonnements ionisants ;
- « Un représentant du commissariat à l'énergie atomique ;
- « Un représentant d'Electricité de France.
- « Le président peut désigner des membres suppléants en nombre égal à celui des titulaires.
- « La section permanente s'adjoint un représentant du ministre dont relève l'installation qui est examinée, lorsque celle-ci ne relève pas du ministre du développement industriel et scientifique.
- « En cas de partage des voix, la voix du président est prépondérante.

« La section permanente, est compétente de plein droit pour émettre, au nom de la commission, les avis prévus à l'article 3 bis ainsi que les avis sur les demandes d'autorisation nécessaires en application de l'article 6, en cas de changement d'exploitant, de modifications de nature à entraîner l'inobservation des prescriptions imposées ou de modifications du périmètre.

« La commission peut également renvoyer à la section permanente, pour émettre en son nom un avis, les autres demandes qui lui sont soumises et ne présentant pas de difficultés particulières. »

« Art. 10 bis. — La réglementation technique générale concernant la sûreté des installations nucléaires de base est prise par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique. »

« Art. 11. — La surveillance des installations nucléaires de base est exercée par des inspecteurs des installations nucléaires de base choisis parmi les personnes chargées de la surveillance des établissements classés et désignés conjointement par le ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement et par le ministre du développement industriel et scientifique, et placés sous l'autorité de ce dernier. Cette surveillance porte sur l'application de la réglementation technique générale des installations nucléaires de base, des dispositions contenues dans le décret d'autorisation de création et des prescriptions ultérieurement imposées à l'exploitant en exécution de ce décret d'autorisation ou en vertu de l'article 6 bis.

« Les inspecteurs des installations nucléaires de base sont également chargés de la surveillance prévue par la loi du 19 décembre 1917 modifiée, en ce qui concerne les établissements visés à l'article 6 bis du présent décret.

« Les inspecteurs désignés doivent prêter serment et sont astreints au secret professionnel, dans les conditions prévues à l'article 28 du décret n° 64-303 du 1^{er} avril 1964.

« Les agents du service central de protection contre les rayonnements ionisants ayant la qualité de fonctionnaires commissionnés et assermentés sont chargés de surveiller l'application de la réglementation concernant les rejets d'effluents radioactifs en vue de la protection de la santé publique.

« Pour l'exercice de leurs fonctions, les inspecteurs des installations nucléaires de base et les agents du service central de protection contre les rayonnements ionisants se tiennent en liaison étroite avec les services départementaux intéressés. Ils peuvent se faire assister de techniciens.

« Les dispositions qui précèdent ne font pas obstacle à l'exercice des autres contrôles prévus par les textes en vigueur. Il en est ainsi notamment de l'inspection du travail et du contrôle technique de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires destinées à la production d'électricité, assuré par les ingénieurs du contrôle de l'Etat ; les contrôles doivent s'exercer en liaison avec les inspecteurs des installations nucléaires de base et les agents du service central de protection contre les rayonnements ionisants. »

« Art. 12. — Les infractions aux prescriptions du titre 1^{er} de la loi susvisée du 2 août 1961 commises en matière de pollution radioactive provenant des installations visées à l'article du présent décret et aux prescriptions des textes pris pour son application sont punies d'une amende de 400 F à 2 000 F.

« Art. 13. — Le ministre du développement industriel et scientifique, le cas échéant sur proposition du ministre de la santé publique et du ministre dont relève l'établissement, prend d'office, en cas d'urgence, toutes

mesures exécutoires destinées à faire cesser le trouble et à assurer la sécurité ; il peut notamment suspendre le fonctionnement de l'installation, au besoin par l'apposition de scellés. »

« Art. 14. — Les installations nucléaires de base énumérées à l'article 2 existant antérieurement à la publication du présent décret ne sont pas soumises à autorisation mais sont soumises à l'inspection visée à l'article 11.

Dans un délai de deux mois à compter de la publication du présent décret, ces installations doivent être déclarées au ministre chargé de l'énergie atomique.

Lorsque le fonctionnement de ces installations présente des dangers, il peut être imposé à l'exploitant, dans les conditions prévues à l'article 4, alinéa 2, les mesures nécessaires pour y remédier.

« Art. 15. — Supprimé.

« Art. 16. — Lorsqu'une installation non visée à l'article 2 du présent décret et non soumise à la loi du 19 décembre 1917 présente des dangers dus à la production, l'utilisation ou la détention des substances radioactives, le ministre chargé de l'énergie atomique et, le cas échéant, le ministre dont relève l'établissement, après avis conforme ou sur proposition du ministre de la santé publique et de la population ou du ministre du travail ou du ministre de l'industrie, mettent conjointement l'exploitant de cette installation en demeure de prendre les mesures nécessaires pour faire disparaître les dangers constatés et provoquer simultanément le classement de l'installation.

En cas d'urgence, le ministre chargé de l'énergie atomique, après avis ou, le cas échéant, sur proposition du ministre de la santé publique ou du ministre dont relève l'établissement, prend toute mesure exécutoire destinée à faire d'office cesser le trouble ; il peut notamment suspendre le fonctionnement de l'installation au besoin par l'apposition de scellés.

« Art. 17. — Les installations nucléaires de base intéressant la défense nationale, classées secrètes par le Premier ministre sur proposition du ministre des armées et du ministre chargé de l'énergie atomique, cessent d'être soumises, à compter de la décision du classement, aux dispositions du présent décret.

« Art. 18. — Des arrêtés conjoints du ministre chargé de l'énergie atomique, du ministre de la santé publique et de la population et, le cas échéant, des autres ministres intéressés, pris après avis de la commission prévue à l'article 7 ci-dessus, détermineront les conditions d'applications du présent décret.

Décret n° 73-405 du 27 mars 1973

Dispositions transitoires :

« Art. 15. — Dans le délai d'un an à compter de la publication du présent décret, les exploitants des installations nucléaires de base existant à la date de cette publication adresseront au ministre du développement industriel et scientifique un dossier définissant notamment le site et les périmètres visés à l'article 3 du décret du 11 décembre 1963 susvisé, modifié par le présent décret.

Le ministre notifiera à l'exploitant le périmètre autorisé pour ces installations. Cette notification vaudra approbation au sens de l'article 3 et accomplissement des formalités prévues par ce décret.

Les établissements visés à l'article 6 bis du décret du 11 décembre 1963 susvisé, modifié par le présent décret, existant antérieurement à la publication du présent décret, doivent être, s'ils ne l'ont pas déjà été, déclarés au ministre du développement industriel et scientifique dans un délai d'un an à compter de la publication du présent décret.

Ils sont soumis aux dispositions de l'article 6 bis du décret du 11 décembre 1963 susvisé, modifié par le présent décret. Toutefois, lorsqu'ils ont déjà fait l'objet d'une autorisation, celle-ci n'a pas à être renouvelée dans les formes prévues à ces articles.

Décret n° 73-278 du 13 mars 1973 portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires au ministère du développement industriel et scientifique.

Le Premier ministre,

Sur le rapport du ministre de l'économie et des finances et du ministre du développement industriel et scientifique.

Vu la loi n° 61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs et portant modification de la loi du 19 décembre 1917 ;

Vu le décret n° 69-724 du 18 juillet 1969 relatif aux attributions du ministre du développement industriel et scientifique ;

Vu le décret n° 70-394 du 12 mai 1970 relatif à l'organisation du ministère du développement industriel et scientifique ;

Vu l'ordonnance n° 45-2563 du 18 octobre 1945 instituant un commissariat à l'énergie atomique, le décret n° 70-878 du 29 septembre 1970 relatif au commissariat à l'énergie atomique, ensemble les textes pris pour leur application ;

Vu le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires,

Décète :

Art. 1^{er}. — Il est créé, auprès du ministre du développement industriel et scientifique, un conseil supérieur de la sûreté nucléaire.

La mission générale confiée au conseil supérieur de la sûreté nucléaire s'étend à l'ensemble des questions relevant du ministre du développement industriel et scientifique et touchant à la sûreté des installations nucléaires, définie comme l'ensemble des dispositions techniques imposées au stade de la construction puis de la mise en exploitation pour en assurer le fonctionnement normal, prévenir les accidents et en limiter les effets.

Dans ce domaine, le conseil :

Emet toutes recommandations qu'il juge utile pour accroître l'efficacité de l'action d'ensemble poursuivie dans le domaine de la sûreté nucléaire ;

Peut être consulté sur les projets de dispositions générales, de caractère législatif ou réglementaire, concernant la sûreté nucléaire ;

Apprécie les résultats d'ensemble de l'action poursuivie et notamment celle du service central de sûreté des installations nucléaires prévu à l'article 5 ;

Instruit les demandes motivées relatives à des faits se rapportant à la sûreté nucléaire et mettant en cause l'intérêt général et notamment le développement industriel de l'énergie nucléaire ;

Peut être consulté par le ministre sur toute question relevant de sa mission.

Le conseil établit un rapport annuel sur l'ensemble de ses activités et le soumet au ministre.

Avec l'accord du ministre, les avis du conseil peuvent être rendus publics.

Art. 2. — Outre son président, le Conseil supérieur de la sûreté nucléaire comprend :

Le secrétaire général de l'énergie, vice-président ;

Le haut-commissaire à l'énergie atomique, vice-président ;

Un membre de l'Assemblée nationale ;

Un membre du Sénat ;

Le conseiller d'Etat, président de la commission interministérielle des installations nucléaires de base ;

Un représentant du ministre de l'intérieur (service national de la protection civile) ;

Un représentant du ministre délégué auprès du Premier ministre, chargé de la protection de la nature et de l'environnement ;

Le chef du service central de protection contre les rayonnements ionisants au ministère de la santé publique ;

Le directeur du budget au ministère de l'économie et des finances ou son représentant ;

Le directeur du gaz, de l'électricité et du charbon au ministère du développement industriel et scientifique ;

Le directeur de la technologie, de l'environnement industriel et des mines au ministère du développement industriel et scientifique ;

Le directeur général d'Electricité de France ou son représentant ;

Cinq personnalités choisies en raison de leur compétence technique, économique ou sociale.

Le directeur délégué du commissariat à l'énergie atomique chargé de la protection et de la sûreté nucléaire ainsi que le chef du service central de sûreté des installations nucléaires assistent aux réunions du conseil supérieur de la sûreté nucléaire.

Art. 3. — Le président et les membres du conseil supérieur de la sûreté nucléaire, autres que les personnes siégeant *ès qualités*, sont nommés par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique pour une durée maximum de cinq ans renouvelable.

Art. 4. — Le conseil supérieur de la sûreté nucléaire établit son règlement intérieur, qui est soumis à l'approbation du ministre du développement industriel et scientifique.

Ce règlement peut prévoir la création, au sein du conseil, d'une section réduite chargée de suivre l'activité du service central de sûreté des installations nucléaires prévu à l'article 5 et d'examiner certaines affaires par délégation du conseil. Cette section comprend alors nécessairement le chef du service central de protection contre les rayonnements ionisants au ministère de la santé publique et le représentant du ministre délégué auprès du Premier ministre, chargé de la protection de la nature et de l'environnement.

Art. 5. — Il est créé au ministère du développement industriel et scientifique un service central de sûreté des installations nucléaires placé auprès du directeur de la technologie, de l'environnement industriel et des mines. Ce service, principalement responsable de l'étude, de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire, ainsi que des problèmes qui s'y rattachent, regroupera les moyens du ministère du développement industriel et scientifique en matière de sûreté nucléaire.

Il est notamment chargé :

De préparer et de mettre en œuvre toutes actions techniques du département relatives à la sûreté des installations nucléaires et en particulier :

Elaborer la réglementation technique concernant la sûreté des installations nucléaires et suivre son application ;

Organiser et animer l'inspection de ces installations, sans préjudice d'application des dispositions de la loi du 2 août 1961 dans ce domaine ;

D'examiner pour avis les programmes du commissariat à l'énergie atomique qui s'y rapportent ainsi que les propositions budgétaires correspondantes et suivre l'exécution des programmes ;

De suivre, le cas échéant, les travaux de recherche et développement des autres établissements publics relevant du département dans le domaine de la sûreté nucléaire ;

De recueillir toutes informations utiles sur les problèmes de sûreté nucléaire et les mesures prises en ce domaine en France et à l'étranger ;

De proposer et d'organiser l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté ;

Et d'une façon générale, d'examiner les mesures propres à assurer la sûreté des installations nucléaires, notamment les mesures proposées dans ce domaine par le commissariat à l'énergie atomique en application de l'article 2 du décret du 29 septembre 1970 susvisé, et promouvoir leur mise en œuvre.

Le service central de sûreté des installations nucléaires doit être à tout moment en mesure de faire la synthèse des problèmes se rapportant à la sûreté des installations nucléaires. Il prépare et propose, en ce domaine, les positions françaises dans les discussions avec les gouvernements ou les administrations des pays étrangers et organise sur le plan français les modalités pratiques de ces discussions.

Art. 6. — Pour l'exercice de sa mission, le service central de sûreté des installations nucléaires est habilité à entreprendre ou promouvoir toutes études, participer à toutes concertations, présenter toutes recommandations utiles, prendre tous contacts nécessaires.

Il tient le conseil supérieur de la sûreté nucléaire informé de ses activités et assure le secrétariat de ce conseil. Il exerce ses attributions en liaison avec les différentes directions et services intéressés et apporte en tant que de besoin son concours au secrétaire général de l'énergie et au directeur du gaz, de l'électricité et du charbon dans l'exercice de leurs attributions respectives.

Art. 7. — Le chef du service central de sûreté des installations nucléaires et l'adjoint qui le conseille pour les questions scientifiques et techniques se rapportant à la sûreté des installations nucléaires sont nommés par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique, sur proposition du directeur de la technologie, de l'environnement industriel et des mines. Hormis la nomination du premier chef de service et de son adjoint, le conseil supérieur de la sûreté nucléaire est saisi pour avis des propositions du directeur de la technologie, de l'environnement industriel et des mines.

Art. 8. — Le ministre de l'économie et des finances, le ministre du développement industriel et scientifique et le secrétaire d'Etat auprès du ministre de l'économie et des finances, chargé du budget, sont chargés chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au Journal Officiel de la République française.

Fait à Paris, le 13 mars 1973.

Pierre MESSMER.

Par le Premier ministre :

Le ministre du développement industriel et scientifique,
Jean CHARBONNEL.

Le ministre de l'économie et des finances,
Valéry GISCARD D'ESTAING.

*Le secrétaire d'Etat auprès du ministre de l'économie
et des finances, chargé du budget,*
Jean TAITTINGER.

Décret n° 75-713 du 4 août 1975
instituant un comité interministériel de la sécurité nucléaire

Le Président de la République,

Sur le rapport du Premier ministre,

Décète :

Art. 1^{er}. — Il est institué un comité interministériel de la sécurité nucléaire qui comprend, sous la présidence du Premier ministre, le ministre d'Etat, ministre de l'intérieur, le ministre des affaires étrangères, le ministre de l'économie et des finances, le ministre de la défense, le ministre de l'équipement, le ministre de l'agriculture, le ministre de la qualité de la vie, le ministre du travail, le ministre de la santé, le ministre de l'industrie et de la recherche, le secrétaire d'Etat aux transports et le secrétaire d'Etat auprès du Premier ministre, porte-parole du Gouvernement.

D'autres ministres peuvent siéger au comité pour les questions relevant de leurs compétences.

Les responsables des services, organismes et entreprises concernés peuvent être appelés à participer aux travaux du comité.

Art. 2. — Le comité interministériel de la sécurité nucléaire coordonne les actions destinées à assurer la protection des personnes et des biens contre les dangers, nuisances ou gênes de toute nature résultant de la création, du fonctionnement et de l'arrêt des installations nucléaires fixes ou mobiles, ainsi que de la conservation, du transport, de l'utilisation et de la transformation des substances radioactives naturelles ou artificielles. Sont cependant exclues de la mission du comité les installations nucléaires intéressant exclusivement la défense nationale et classées secrètes, ainsi que les matières nucléaires façonnées destinées à la défense nationale.

Plus particulièrement les missions du comité s'étendent :

A la protection des travailleurs et du public contre les rayonnements ionisants et aux mesures à prendre en cas d'accident impliquant un risque radiologique ;

Au rejet des effluents radioactifs et non radioactifs, liquides et gazeux, ainsi qu'aux autres nuisances, pollutions et gênes de toute nature provoquées par les installations nucléaires ;

A la sûreté des installations nucléaires, définie comme l'ensemble des dispositions à prendre pour en assurer le fonctionnement normal, prévenir les accidents ou actions de malveillance et en limiter les effets ;

Au contrôle et à la sécurité des matières nucléaires pendant leur production, leur conservation, leur transport et leur utilisation, y compris les radioéléments artificiels et les déchets, en vue de protéger l'hygiène et la santé publique et d'en éviter les détournements à des fins non autorisées.

Il adopte ou prépare les mesures générales nécessaires à l'accomplissement de cette mission. Il coordonne l'utilisation des moyens mis à cet effet à la disposition des départements ministériels intéressés et des organismes placés sous leur tutelle. Il examine le programme des études et recherches à réaliser chaque année par ces ministères ou organismes.

Il prépare les positions du Gouvernement en matière de sécurité nucléaire dans les négociations internationales.

Il fixe les orientations concernant l'information du public et coordonne les actions en ce domaine.

Art. 3. — Le secrétaire général du comité interministériel est nommé par décret. Il est chargé de préparer les délibérations du comité, de lui proposer les mesures nécessaires à l'accomplissement de sa mission et de suivre l'application des décisions prises.

Il provoque en cas d'urgence la réunion des ministres intéressés et prend le cas échéant les mesures nécessaires après concertation avec leurs représentants. Il en rend compte au comité.

Dans le cadre des directives adoptées par le comité, et après concertation avec les départements intéressés, il informe le public des questions de ce domaine communes à plusieurs départements.

Les services compétents des différents ministères ainsi que les établissements ou entreprises qui en relèvent lui prêtent leur concours.

Le secrétariat des différents organismes interministériels consultatifs relevant de ce domaine et notamment celui de la commission interministérielle des installations nucléaires de base et de la commission interministérielle des radioéléments artificiels travaillent en liaison avec lui.

Art 4. — Le Premier ministre, le ministre d'Etat ministre de l'intérieur, le ministre des affaires étrangères, le ministre de l'économie et des finances, le ministre de la défense, le ministre de l'équipement, le ministre de l'agriculture, le ministre de la qualité de la vie, le ministre du travail, le ministre de la santé, le ministre de l'industrie et de la recherche et le secrétaire d'Etat aux transports sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au *Journal officiel* de la République française.

Fait à Paris, le 4 août 1975.

Valéry GISCARD D'ESTAING.

Par le Président de la République :

Le Premier ministre,
Jacques CHIRAC.

Le ministre des affaires étrangères,
Jean SAUVAGNARGUES.

Le ministre de la défense,
Yvon BOURGES.

Le ministre de l'agriculture,
Christian BONNET.

Le ministre du travail,
Michel DURAFOUR.

Le ministre de l'industrie et de la recherche.
Michel d'ORNANO.

Le ministre d'Etat, ministre de l'intérieur,
Michel PONIATOWSKI.

Le ministre de l'économie et des finances,
Jean-Pierre FOURCADE.

Le ministre de l'équipement,
Robert GALLEY.

Le ministre de la qualité de la vie,
André JARROT.

Le ministre de la santé,
Simone WEIL.

Le secrétaire d'Etat aux transports,
Marcel CAVAILLE.

Annexe n° 2 - BIBLIOGRAPHIE

I. — Ouvrages, rapports ou articles en langue française

I. a - *Energie*

Rapport fait au nom de la Commission d'Enquête Parlementaire sur la situation de l'énergie en France. (Rapport Coulais. Document n° 1275 de l'Assemblée nationale. 1974)

Avis et rapports du Conseil Economique et Social : Problèmes de l'Energie en France à moyen et à long terme (Séance des 2 et 3 juillet 1974) (Publication du 24 septembre 1974)

Energie. Environnement. Rapport sur les relations entre le secteur de l'énergie et l'environnement (1972, La Documentation Française)

Energie et environnement ; méthodes d'analyse des relations à long terme (Publications de l'Organisation de Coopération et de Développement Economique, OCDE - 1974).

I. b - *Sûreté*

La Sécurité nucléaire au Ministère du Développement Industriel et Scientifique, par J. SERVANT (Revue Française de l'Energie, n° 254 - juin 1973).

Numéro spécial des « Annales des Mines » sur la sûreté nucléaire :

— Production d'électricité d'origine nucléaire. Fiabilité et Sûreté, par Y. GIRARD et J. GAUSSOT (Annales des Mines - janvier 1974)

— Aspect technique de la sûreté des installations nucléaires, par J. BOURGEOIS (Annales des Mines - janvier 1974)

— Le point de vue d'un constructeur sur la sûreté nucléaire, par R. BONDOUX et J.-P. MILLOT (Annales des Mines - janvier 1974)

— Le contrôle exercé par l'E.d.F. au cours de la construction des centrales nucléaires, par Y. BONNARD et J.A. VAUJOUR (Annales des Mines - janvier 1974)

— Sûreté nucléaire et règlements techniques, par D. QUENIART (Annales des Mines - janvier 1974)

— L'analyse de sûreté et les études correspondantes, par J. LELIEVRE (Annales des Mines - janvier 1974)

— Installations nucléaires et protection de l'environnement, par les professeurs P. PELLERIN et J.P. MORONI (Annales des Mines - janvier 1974)

- Le choix des sites des centrales nucléaires, par Ph. AUSSOURD et P. CANDES (Annales des Mines - janvier 1974)
- Les déchets radioactifs, par Y. SOUSSELIER (Annales des Mines - janvier 1974)
- La sûreté nucléaire dans les pays étrangers, par A. MESSIAH (Annales des Mines - janvier 1974)
- Vues prospectives sur l'énergie nucléaire de fission et de fusion et considérations sur les risques associés, par D. BRETON (Annales des Mines - janvier 1974)

Articles et communications diverses :

- La sûreté des réacteurs, par J. BOURGEOIS. (Atompraxis, novembre-décembre 1965).
- Evolution des idées françaises sur la sûreté des réacteurs, par J. BOURGEOIS. (Genève 1971, com : n° 579. Co-auteurs : P. CANDES, B. CLEMENT, D. COSTES.
- La sûreté des réacteurs nucléaires (P.C.M. n° 2, février 1973), par J. BOURGEOIS.
- L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance en France. - Principes généraux et applications pratiques, par J. BOURGEOIS (Congrès S.E.E., Vittel 11-15 septembre 1973, C.E.A./C.O.N.F./2461).
- Notions sur les accélérateurs et leurs problèmes de sûreté radiologique, par P. CANDES (Enseignement I.N.S.T.N. - Ecole Nationale des Poudres, 1965).
- La sûreté radiologique des installations nucléaires, par P. CANDES. (Annales des Mines - décembre 1966).
- Etude des conséquences d'accidents sur les installations nucléaires par P. CANDES, J. GUIRLET, J. BISSIS. In : S.F.R.P. Congrès sur la Diffusion des Produits de Fission. - 4-6 novembre 1969. SACLAY France Communication n° 38.
- Dosimétrie pour les cas d'accidents nucléaires, par P. CANDES, J. LAMBERIEUX. In : Nuclear Accident Dosimetry Systems. 1970 AIEA PL-329/2.
- Moyens et dispositifs d'irradiation et d'étalonnage, par P. CANDES. Radioprotection, vol. 5, n° 4, 1970.
- La sûreté radiologique des installations nucléaires, par P. CANDES. - B.I.S.T., n° 158, avril 1971.
- Développement des études de sûreté radiologique des réacteurs français et de leurs sites, par P. CANDES. In : Conférence Internationale des Arts Chimiques. 19-24 avril 1971, Paris.
- Rejets d'effluents à partir des centrales nucléaires à eau cf. ordinaire, par P. CANDES, R. JAPAVAIRE, L. ROUSSEAU. Bulletin de l'ATEN, n° 94, 1972.
- Performances du confinement des réacteurs à neutrons rapides vis-à-vis des aérosols de sodium - Aspects particuliers des travaux réalisés en France dans ce domaine, par P. CANDES, J. COLOME. In : Conférence Internationale sur l'Ingénierie des Réacteurs à Neutrons Rapides pour une exploitation fiable et sûre. 9-13 octobre 1972. Karlsruhe R.F.A. (rapport D.S.N. n° 8).
- L'évaluation des doses engagées pour les populations lors de l'examen des rapports de sûreté des centrales nucléaires françaises, par P. CANDES, P. SLIZEWICZ. In : Journées d'études sur l'évaluation de la sécurité radiologique des doses à la population et l'application des normes de sécurité radiologique à l'homme et à l'environnement. 20-24 mai 1974. Portoroz - Yougoslavie, AIEA/SM 184/24.
- Critères de sûreté nucléaire orientant le choix des sites. - Pratiques françaises, par P. CANDES, Ph. AUSSOURD. In : Colloque AIEA/AEN sur le choix des sites des installations nucléaires. 9-13 décembre 1974 Vienne, Autriche, AIEA/SM 188/12.
- Expérience de fonctionnement des centrales nucléaires françaises. Enseignements tirés de récents incidents, par B. CLEMENT. Colloque sur les principes et les normes de sûreté des réacteurs, Juliers, 5 septembre - 1^{er} octobre 1973 (co-auteur J. GRANGETAS, E.D.F.).
- Analyse technique de la sûreté des centrales électronucléaires françaises et critères, par B. CLEMENT. Congrès Régional Asiatique sur la Radioprotection, Bombay, 15-20 décembre 1974.
- Etudes réalisées au C.E.A. pour la connaissance de l'évolution des combustibles dans les réacteurs thermiques, par F. COGNE, (TP-5770). Symp. AIEA sur l'étude des prévisions du niveau d'irradiation dans les réacteurs à neutrons thermiques, Vienne, 10-14 avril 1967.
- Interprétation physique des analyses de combustibles irradiés dans les piles à uranium naturel, graphite-gaz, par F. COGNE (en collaboration avec FUSTER), octobre 1968.
- Les résidus radioactifs. Problèmes actuels et perspectives, par A. GAUVENET. Revue Générale Nucléaire, 1, n° 2, pp. 113-118, 1975.

La sûreté radiologique des sites, par R. LE QUINIO, A. BARBREAU, P. ESCALIER DES ORRES. B.I.S.I., n° 158, avril 1971.

Concentrations sur une heure de polluants dues à des émissions ponctuelles près du sol - Présentation probabiliste, par R. LE QUINIO. Atmospheric Environment, vol. 7, 1973 (voir aussi Rapport D.S.N. 17, Communication Juliers).

Influence de la puissance et la distance sur les risques présentés par un réacteur nucléaire - Facteur atmosphérique de site, par R. LE QUINIO. In : Population Dose Evaluation and Standards for Man and this Environment. Portoroz, 20-24 mai 1974, AIEA/SM 184/23. Rapport D.S.N. 54.

Discours d'ouverture du Congrès de la Société Française de Radioprotection. - Mai 1974, par J. SERVANT.

Que faut-il penser du Rapport RASMUSSEN ? par P. TANGUY. Revue Générale Nucléaire 1, n° 1, pp. 35-43, 1975.

Communications à la Conférence Nucléaire Européenne, Paris, 21-25 avril 1975 :

— Pratique et évolution des procédures d'autorisation et de la réglementation nucléaire en France, par J. SERVANT.

— Les sites nucléaires en France. Principes généraux de sûreté et de protection et résultats d'études récentes, par P. CANDES, R. COULON, A. DOURY.

— Essais de sûreté en pile sur combustibles pour réacteurs à neutrons rapides, par J. BAILLY, G. KESSLER, H.-J. TEAGUE.

— Réacteurs à eau ordinaire. Problèmes de sûreté. Programme d'études correspondantes en France, par J. LELIEVRE.

— Règles d'exploitation des alimentations 6, 6 kV sur un réacteur à eau pressurisée par approche probabiliste, par A. BLIN, M. BOURSIER, A. CARNINO, J.-F. GREPPO.

— Code PATREC-DE. Evaluation de l'influence des dépendances sur la fiabilité d'un système de sécurité, par A. BLIN, A. CARNINO, G. JUBAULT, C. MOLLARD.

— Critères de sûreté pour le réacteur SUPER-PHENIX, par F. JUSTIN, J.-P. ARGOUS, A. GIUDICELLI.

— Etude expérimentale de feux de sodium. Application aux réacteurs, par Y. FRUCHARD, J. CERCY, J. COLOME, J. DUCCO, J.-C. MALET.

Numéros du Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques, publié par le Commissariat à l'Energie Atomique :

190 : Le transport des matières radioactives (mars 1974).

191 : Contribution du C.E.A. à la lutte contre la pollution atmosphérique (avril 1974).

192 : Phénomènes de rupture dans les solides (mai 1974).

195 : Electronique de contrôle des réacteurs nucléaires (septembre 1974).

196 : Irradiation d'éléments combustibles (octobre 1974).

197 : Etudes de thermique et de thermodynamique (novembre 1974).

203 : Effets biologiques des rayonnements ionisants (mai 1975).

Trois numéros du Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques du C.E.A. spécialement consacrés à la sûreté nucléaire paraîtront à la fin de 1975 et au début de 1976.

*RAPPORTS ET NOTES C.E.A. relatifs à des études de sûreté **

C.E.A.-R 4302 (1972). — J.-M. DELHAYE, R. SEMERIA, J.-C. FLAMAND - Mesure du taux de vide local et des températures du liquide et de la vapeur en écoulement diphasique avec changement de phase à l'aide d'un microthermocouple.

C.E.A.-R 4368 (1972). — B.-V. KOEN - Méthodes nouvelles pour l'évaluation de la fiabilité, reconnaissance des formes.

(*) Les Rapports C.E.A. sont en vente à la Documentation Française, 29-31, quai Voltaire, 75340 Paris Cedex 07. Les notices C.E.A. peuvent être obtenues sur demande au C.E.A.

- C.E.A.-R 4404 (1972). — P. BREANT - Dispositif d'irradiation pour le cyclage en puissance d'un crayon combustible à température de gaine constante sous flux rapide intense : capsule ELSA.
- C.E.A.-R 4456 (1973). — J. BOURE - Dynamique des écoulements diphasiques : propagation de petites perturbations.
- C.E.A.-R 4457 (1973). — J.-M. DELHAYE, J.-P. GALAUP, M. REOCREUX, R. RICQUE - Métrologie des écoulements diphasiques.
- C.E.A.-R 4527 (1973). — G. de CONTENSON, N. VIGNESOULT, J. BAZIN - Comportement de crayons « eau ordinaire » en régime fondu. Synthèse des essais « TOF », « TAF ».
- C.E.A.-N. 1639 (1973). — M. REOCREUX - Débits critiques.
- C.E.A.-N 1642 (1973). — R. SEMERIA - Transferts de chaleur en écoulements diphasiques gaz-liquide.
- C.E.A.-N 1641 (1973). — S. FABREGA - Chute de pression et instabilités dans les écoulements diphasiques gaz-liquide.
- C.E.A.-N 1665 (1973). — J.-P. SURSOCK - Un modèle d'assèchement en écoulement double-phase.
- C.E.A.-N 1701 (1974). — R. ROCHE - Les modes de ruine des enceintes sous pression.

II. — Ouvrages, rapports ou articles en langue étrangère

II. a - Publications américaines *

1) Environnement et sites

WASH 1248

Environmental survey of the uranium fuel cycle (1974, 130 p.).
US. AEC, Fuels and Materials, Directorate of Licensing.

WASH 1258

Proposed rule making action : numerical guides for design objectives and limiting conditions for operation to meet the criterion « as low as practicable » for radioactive material in light water-cooled nuclear power reactor effluents.

Vol. 1 : the statement. Vol. 2 : analytical models and calculations. Vol. 3 : comments on the draft environmental statement and staff responses thereto.

US. AEC, Directorate of Regulatory Standards.

WASH 1260

Evaluation d'incidents de BWR en fonctionnement conduisant à des rejets de réfrigérant (1972).
US. AEC.

WASH 1327

GESMO. Generic environmental statement on the use of mixed fuel in Light Water Reactors (recycle plutonium in light-water-cooled reactors).

Vol. 1 : Summary and conclusions. Vol. 2 : Background and experience with plutonium, projected plutonium recycle industry. Vol. 3 : Environmental impact due to the implementation of a recycle plutonium program. Vol. 4 : Materials and plant protection, probable adverse environmental effects which cannot be avoided, alternative dispositions of plutonium (1974, 450 p.).

US. AEC, Fuels and Materials, Directorate of Licensing.

WASH 1509

Environmental statement : Liquid metal fast breeder reactor demonstration plant (1972, 153 p.).
US. AEC.

WASH 1517

Loss-of-fluid test facility at the National Reactor Testing Station. Environmental statement (1972, 87 p. et 1973, 116 p.). US. AEC.

* Le Commissariat à l'Energie Atomique, Service de Documentation, Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay, B.P. no 2, 91190 Gif-sur-Yvette, est le dépositaire officiel pour la France de tous les rapports de l'ex-USAEC (sous forme de microfiches pour la plupart).

MIT-EL-73-013

Thermal pollution abatement evaluation mode for power plant siting.
Massachusetts Institute of Technology.

EPA-520/4-73-002

Environmental radiation dose commitment : an application to the nuclear power industry (1974, 75 p.).
U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D.C. 20460.

USAEC

General environmental siting guides for nuclear power plants. Topics and bases (1973, 112 p.) - draft.

WASH 1319

Land use and nuclear power plant case studies of siting problems (1974, 60 p.)

2) *Fonctionnement et études de sûreté*

WASH 1203-71

Operating history of U.S. nuclear power reactors (1972, 64 p.).

WASH 1218

Indexes to Atomic Safety and Licensing App. Board issuances through décembre 1972.

WASH 1236

Technical report on densification of Light Water Reactor Fuels (1972, 150 p.).

WASH 1250

Final draft. The safety of nuclear power reactors and related facilities (light water cooled) (1973, 350 p.).

WASH 1270

Technical report on anticipated transients without scram for water-cooled power reactors (1973, 92 p.).

WASH 1318

Analysis of pressure vessel statistics from fossil-fueled power plant service and assessment of reactor vessel reliability in nuclear power plant service (1974, 84 p.).

WASH 1400 (Draft) (Rapport RASMUSSEN)

Reactor safety study. An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants (1974, 1 vol. + 10 Annexes).

H.-W. KENDALL, S. MOGLEWER

Preliminary review of the AEC reactor safety study (1974, 2nd ed., décembre 1974).

OOE-ES-002

Diesel generator operating experience at nuclear power plants (USAEC - Office of Operations Evaluation) juin 1974, 54 p.

OOE-ES-001

Summary of abnormal occurrence reported to the Atomic Energy Commission during 1973 (USAEC - Office of Operations Evaluation) mai 1974, 270 p.

OOE-OS-002

Nuclear power plant availability and capacity statistics for 1973 (USAEC - Office of Operations Evaluation) mai 1974, 10 p.

ORNL-NSIC 103

Abnormal reactor operating experience 1969-1971. Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Safety Information Center, 1972, 201 p.

ORNL-NSIC 105

Indexed bibliography on nuclear facility siting. Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Safety Information Center, 1972, 300 p.

ORNL-NSIC 106

Safety-related occurrences in nuclear facilities as reported in 1971. Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Safety Information Center, 1972, 173 p.

ORNL-NSIC 109

Safety-related occurrences in nuclear facilities as reported in 1972. Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Safety Information Center, 1973.

ORNL-NSIC 113

A selected bibliography on Emergency Core Cooling Systems (ECCS) for light water cooled power reactors. Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Safety Information Center, 1974, 183 p.

ORNL-NSIC 114

Safety-related occurrences in nuclear power plants as reported in 1973. Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Safety Information Center, 1974.

Le « Nuclear Safety Information Center » publie une revue trimestrielle : « Nuclear Safety, où sont rassemblées des informations sur les programmes de sûreté en cours aux Etats-Unis, sur les incidents et des articles très documentés sur les différents domaines couverts par la sûreté nucléaire.

II. b - Publications de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique *

1) Safety series

1. Safe handling of radionuclides.
2. Safe handling of radioisotopes : Health physics addendum.
3. Safe handling of radioisotopes : Medical addendum.
4. Safe operation of critical assemblies and research reactors.
5. Radioactive waste disposal into the sea.
6. Regulations for the safe transport of radioactive materials (ed. 1973).
7. Id. : Notes on certain aspects of the regulations.
8. The use of film badges for personnel monitoring.
9. Basic safety standards for radiation protection.
10. Disposal of radioactive wastes into fresh waters.
11. Methods of surveying and monitoring marine radioactivity.
12. The management of radioactive wastes produced by radioisotope users.
13. The provision of radiological protection services.
14. The basic requirements for personnel monitoring.
15. Radioactive waste disposal into the ground.
16. Manual on environmental monitoring in normal operation.
17. Techniques for controlling air pollution from the operation of nuclear facilities.
18. Environmental monitoring in emergency situations.
19. The management of radioactive wastes produced by radioisotope users : Addendum.
20. Guide to the safe handling of radioisotopes in hydrology.
21. Risk evaluation for protection of the public in radiation accidents.
22. Respirators and protective clothing.
23. Radiation protection standards for radio-luminous pieces.
24. Basic factors for the treatment and disposal of radioactive wastes.
25. Medical supervision of radiation workers.
26. Radiation protection in the mining and milling of radioactive ores.
27. Safety considerations in the use of ports and approaches by nuclear merchant ships.
28. Management of radioactive wastes at nuclear power plants.
29. Application of meteorology to safety at nuclear plants.
30. Manual on safety aspects of the design and equipment of hot laboratories.
31. Safe operation of nuclear power plants.
32. Planning for the handling of radiation accidents.
33. Guide to the safe design, construction and use of radioisotopic power generators for certain land and sea applications.
34. Guidelines for the layout and contents of safety reports for stationary nuclear power plants.
35. Safe operation of critical assemblies and research reactors (ed. 1971).
36. Disposal of radioactive wastes into rivers, lakes and estuaries.
37. Advisory material for the application of the IAEA transport regulations.
38. Radiation protection procedures.
39. Safe handling of plutonium.
40. Safe use of radioactive tracers in industrial processes.
41. Objectives and design of environmental monitoring programmes for radioactive contaminants.

* Les publications de l'AIEA sont en vente pour la France à l'Office International de Documentation et Librairie, 48, rue Gay-Lussac, 75005 Paris.

2) *Proceedings series*

Assessment of radioactive contamination in man (Stockholm 22-26 novembre 1971).

Rapid methods for measuring radioactivity in the environment (Neuherberg, près Munich, 5-9 juillet 1971).

Tests on transport packaging for radioactive materials (Vienne, 8-12 février 1971).

Maritime carriage of nuclear materials (Stockholm, 18-22 juin 1972). IAEA, NEA (OECD) and FORATOM.

Radioactive contamination of the marine environment (Seattle, 10-14 juillet 1972).

Neutron monitoring for radiation protection purposes (Vienne, 11-15 décembre 1972).

Principles and standards of reactor safety (Jülich, 5-9 février 1973).

Environmental behaviour of radionuclides released in the nuclear industry (Aix-en-Provence, 14-18 mars 1973).

Experience from operating and fuelling nuclear power plants (Vienne, 8-12 octobre 1973).

Environmental surveillance around nuclear installations (Varsovie, 5-9 novembre 1973).

Physical behaviour of radioactive contaminants in the atmosphere (Vienne, 12-16 novembre 1973).

Population dose evaluation and standards for man and his environment (Portoroz, 20-24 mai 1974).

Environmental effects of cooling systems at nuclear power plants (Oslo, 26-30 août 1974).

3) *Technical reports series*

Recurring inspection of nuclear reactor steel pressure vessels (Tech. Report n° 81).

Aseismic design and testing of nuclear facilities (Tech. Report n° 88).

Earthquake guidelines for reactor siting (Tech. Report n° 139).

Inhalation risks from radioactive contaminants (Tech. Report n° 142).

Evaluation of radiation emergencies and accidents : selected criteria and data (Tech. Report n° 152).

Organization of regulatory activities of nuclear reactors (Tech. Report n° 153 - Manual prepared by a Panel on Assessment of Reactor Safety Analysis).

Thermal discharges at nuclear power stations (Tech. Report n° 155).

Laboratory manual on the use of radiotracer techniques in industry and environmental pollution (Tech. Report n° 161).

Neutron irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steels (Tech. Report n° 163).

Operating experience with nuclear power stations in member states (Tech. Report n° 168).

II. c - *Publications de l'EURATOM*

EUR 4866

G. LETTINGA, Radioactivity and water supplies (1972).

EUR 4884

L. FAILLA, C. FALOCI, Critical analysis of the application of Euratom basic safety standards to the transport of natural and artificial radioactive substances within the Member States (1972).

Niveaux de contamination radioactive du milieu ambiant et de la chaîne alimentaire (rapport Euratom n° 4885 - 1971).

EUR 4901

J. LEHR, Indirect radioactive contamination of the food chain (1972).

EUR 4906

W. BISCHOF, N. PELZER, The practice of public control on the observance of exemption for nuclear fuels and other radioactive materials in the Member Countries of the European Communities (1973).

EUR 4907

Results of environmental radioactivity measurements in the Community countries in 1971 (1972).

La situation actuelle et future de la production d'énergie nucléaire et des industries qui lui sont associées. Fonctionnement normal, prévention des accidents et atténuation de leurs conséquences, évaluation comparative des risques, par W. VINCK et al (Rapport Euratom n° 5501 - 1973).

EUR 5055 d

Experiences with inspection, maintenance, repair work and decontamination in nuclear power plants with light water reactors (1974).

II. d - Publications de l'Agence pour l'Energie nucléaire de l'Organisation de Coopération et de Développement Economique (O.C.D.E.)

Radiation dose measurements (their purpose, interpretation and required accuracy in radiological protection). Stockholm Symposium, June 1967, 597 pages.

Third party liability and insurance in the field of maritime carriage of nuclear substances. Monaco, Symposium, October 1968, 529 pages.

Marine radioecology.

Proceedings of the Hamburg Seminar, September 1971, 213 pages.

Disposal of radioactive waste.

Proceedings of the Information Meeting, Paris, 12th-14 th April 1972.

The management of radioactive wastes from fuel reprocessing.

Proceedings of the Paris Symposium, 27 th November-1 st December 1972.

Contrôle des effluents radioactifs.

Séminaire de Karlsruhe 1974, 449 pages.

Radiation protection norms. Editions 1968.

Radioactive waste disposal operation into the Atlantic 1967.

September 1968, 74 pages.

Prospects for nuclear energy in Western Europe : Illustrative power reactor.

Programmes (May 1968, 47 pages).

Water cooled reactor safety (May 1970, 179 pages).

II. e - Publications en langue allemande

Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen und Strahlenschutz - Rechenschaftsbericht und Programm (Sûreté des installations nucléaires et protection contre les rayonnements. Rapport moral et programme). Ministère de l'Intérieur de la R.F.A., 2^e ed., décembre 1974, 236 p.

Publications de l'Institut für Reaktor Sicherheit :

Rapports d'avancements trimestriels :série IRS-F

IRS T 23

Journées d'études de l'IRS à Cologne.

Libération de produits radioactifs à partir d'installations nucléaires pendant leur fonctionnement (1972, 158 p.).

IRS W 1

G. HERRMANN. — Emission de produits radioactifs au cours du fonctionnement normal de réacteurs à eau ordinaire en R.F.A. (1972, 79 p.).

IRS W 4

W. FEHNDRICH, et al. — Enregistrement et évaluation systématique des fautes dans les installations nucléaires (1972, 69 p.).

IRS W 7

K. DRITTLER, P. GRUNER. — Sur la conception des installations nucléaires contre les effets des agents extérieurs. Point de vue sur les chutes d'avion (1973, 21 p.).

IRS W 8

H.-P. BALFANZ. — Compilation de valeurs de taux de défaillance (1973, 92 p.).

IRS W 9

Sur la conception des installations nucléaires en vue de se protéger contre les agressions externes (1974, 49 p.).

IRS W 10

id. (1974, 21 p.).

Brochures de l'IRS : Activités dans le domaine des autorisations d'installations nucléaires (1974).

II. f - Divers

Nuclear Power Advisory Board. Report on the choice of thermal reactor systems (London, Dept. of Energy).
ANS Topical Meeting on Nuclear Siting. 25-28 août 1974, Portland (U.S.A.) (American Nuclear Society).

Annexe n° 3

PERSONNES A CONSULTER DANS L'ADMINISTRATION OU LES ÉTABLISSEMENTS PUBLICS EN MATIÈRE DE SURETÉ NUCLÉAIRE ET DE RADIOPROTECTION

I. — Premier Ministre

— Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire.

- Secrétaire général : M. Jean SERVANT - Ingénieur en Chef des Mines.

II. — Ministère de l'Industrie et de la Recherche

— Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire (Secrétariat assuré par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, voir ci-après).

- Président : M. Louis NEEL, Délégué du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique au Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble. Cedex n° 85 - 38000 Grenoble-gare. Tél. : 16-76-97-41-11.
- Membre de l'Assemblée Nationale : M. N. Député au Palais Bourbon - 126, rue de l'Université - 75007 Paris - Tél. : 260-60-00.
- Membre du Sénat : M. Michel CHAUTY, Sénateur de Loire-Atlantique - Palais du Luxembourg, 15, rue de Vaugirard - 75006 Paris - Tél. : 033-76-92.
- Personnalités choisies en raison de leur compétence technique, économique et sociale :
 - M. Yvon BONNARD, Inspecteur Général d'Electricité de France. 2, rue Louis Murat - 71008 Paris - Tél. : 256-94-00 Poste 51-35.
 - M. Michel CHEVALET, Journaliste Scientifique à l'O.R.T.F. 15, rue Cognacq-Jay - 75016 Paris - Tél. : 551-31-67. Au Journal La Croix - 3, rue Bayard - 75008 Paris - Tél. : 225-73-05.
 - M. Raymond LATARJET, Professeur, Co-directeur de l'Institut Français du Radium et de la Fondation Curie. 26, rue d'Ulm - 75007 Paris - Tél. : 633-23-60.
 - M. Henri MALCOR, Président d'Honneur de Creusot-Loire - 12, rue de la Rochefoucauld - B. P. n° 21809 - 75428 Paris - Tél. : 285-30-00.

- M. Paul REUTER, Professeur à la Faculté de Droit, d'Economie et des Sciences Sociales - c/o Direction des Affaires Juridiques - Ministère des Affaires Etrangères - 37, Quai d'Orsay - 75007 Paris - Tél. : 734-41-70.

N.-B. : Les autres membres du Conseil Supérieur sont mentionnés au titre du service ou de l'organisme auxquels ils appartiennent.

— Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - 13, rue de Bourgogne - 75007 Paris - Tél. : 551-74-30.

- Chef du Service : M. Jean SERVANT, Ingénieur en Chef des Mines, poste 365.
- Adjoints : M. Jean BOURGEOIS, Directeur au Commissariat à l'Energie Atomique - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 poste 22-14.

M. Christian de TORQUAT, Ingénieur en Chef des Mines - Poste 309.

- Secrétaire Général : M. André SALELLES, Administrateur Civil, f.f. de sous-directeur - Poste 366.
- Sûreté des réacteurs : MM. Philippe AUSSOURD, Ingénieur des Ponts-et-Chaussées (poste 483), Bernard CLEMENT, Ingénieur E.S.M.E. (Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay. Tél. : 941-80-00 poste 50-18), Daniel QUENIART, Ingénieur des Mines - Poste 360.
- Sûreté des autres installations : M. Pierre SLIZEWICZ, Pharmacien, Licencié ès Sciences - Poste 348.
- Sûreté des sites : M. Robert LE QUINIO, diplômé d'études supérieures de Sciences, Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 59-72.
- Rejets d'effluents radioactifs et problèmes techniques de radioprotection : M. Raymond SCHAEFFER, diplômé de l'Institut National Agronomique, diplômé de l'Ecole Nationale du Génie Rural, Ingénieur en génie atomique - Poste 347.
- Surveillance : M. André CHARBONNEL, Licencié ès Sciences - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 52-17.
- Recherches : MM. Michel LEVY, Ingénieur en Chef de l'Armement (poste 349), René ABDON, Ingénieur E.S.E. (Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 33-79).
- Chargé des relations avec le public : M. Michel GRAS, licencié ès Sciences, Ingénieur diplômé de l'Institut du froid, poste 367.

— GROUPE PERMANENT D'EXPERTS CHARGÉ DE LA SURETÉ DES RÉACTEURS.

- Président : M. Jean BOURGEOIS, Directeur au Commissariat à l'Energie Atomique - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 22-14.

— GROUPE PERMANENT D'EXPERTS CHARGÉ DE LA SURETÉ DES INSTALLATIONS AUTRES QUE LES RÉACTEURS.

- Président : M. Pierre REGNAUT - CEN - FAR B.P. n° 6 - 92260 Fontenay-aux-Roses - Tél. : 657-13-26 - Poste 31-01.

— DIRECTION DES MINES

97, 99, rue de Grenelle - 75007 Paris - Tél. : 555-93-00.

- Directeur : M. François de WISSOCQ, Ingénieur en Chef des Mines.
- Directeur adjoint : M. Yves MARTIN, Ingénieur en Chef des Mines - Poste 31-52.
- Chef du Service des Techniques Industrielles : M. Armand OSSELET, Ingénieur en Chef des Mines - Poste 32-93.

— DELEGATION GENERALE A L'ENERGIE

35, rue Saint-Dominique - 75007 Paris - Tél. : 551-74-30 ou 89-10.

- Délégué Général à l'Energie : M. Paul MENTRE DE LOYE, Inspecteur des Finances - Poste 300.
- Chargé de Mission pour les affaires nucléaires : M. André TESTE du BAILLER, Ingénieur E.P. - Poste 306.

— **DIRECTION DU GAZ, DE L'ELECTRICITE ET DU CHARBON**
24, rue de l'Université - 75007 Paris- Tél. : 555-93-00.

- Directeur : M. Maurice LEGRAND, Ingénieur en Chef des Ponts-et-Chaussées - Poste 40-60.
- Chef du Service Technique de l'Energie Electrique et des Grands Barrages : M. André GOUBET, Ingénieur en Chef des Ponts-et-Chaussées - Poste 40-70.
- Service Technique de l'Energie Electrique et des Grands Barrages : M. Philippe AUSSOURD, Ingénieur des Ponts-et-Chaussées.

III. — Commissariat à l'énergie atomique

29-31, rue de la Fédération, B.P. n° 510, 75752 Paris Cédex 15 - Tél. : 273-60-00.

- Administrateur Général Délégué : M. André GIRAUD, Ingénieur Général des Mines - Poste 52-80.
- Haut-Commissaire : M. Jean TEILLAC, Professeur à l'Université de Paris-6 - Poste 51-80.
- Délégué à la Mission Protection et Sûreté Nucléaires : M. André GAUVENET - Poste 46-30.
- Département de sûreté nucléaire :
 - Directeur : M. Jean BOURGEOIS
 - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - B.P. n° 2 91190 Gif-sur-Yvette - Tél. : 941-80-00. Poste 22-14.
 - Chef du Département : M. Pierre TANGUY - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 20-19.
 - Adjoints au Chef du Département : MM. François COGNE, Ingénieur E.N.S.M.N. (Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 33-15), Pierre CANDES, Ingénieur E.S.E. (Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 25-01).
- Département de Protection :
 - Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-aux-Roses, B.P. n° 6 - 92260 Fontenay-aux-Roses - Tél. : 657-13-26.
 - Chef du Département : Dr Henri JAMMET - Poste 32-74.
 - Chef de la Section de Pathologie et de Toxicologie Expérimentales : Dr Jacques LAFUMA. Poste 40-35.
 - Chef du Service de Protection Sanitaire : Dr David MECHALI - Poste 32-64.
- Département de Biologie :
 - Chef du Département : M. Jean COURSAGET, Professeur à la Faculté de médecine - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - Tél. : 941-80-00 - Poste 34-08.
- Direction des Productions :
 - Directeur adjoint : M. Yves SOUSSELIER, Président de la Commission de sûreté des transports - Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-aux-Roses - B.P. n° 6 - 92260 Fontenay-aux-Roses - Tél. : 657-13-26 - Poste 31-14.

IV. — Electricité de France

- Directeur Général : M. Marcel BOITEUX - 32, rue de Monceau - 75008 Paris - Tél. : 755-94-10 - Poste 30-70.
- Directeur Général adjoint : M. Charles CHEVRIER, Ingénieur Général des Ponts-et-Chaussées - 32, rue de Monceau - 75008 Paris - Tél. : 755-94-10 - Poste 30-10.

- Délégué Général pour les Orientations à Long Terme : M. Alexis DEJOU - 32, rue de Monceau - 75008 Paris - Tél. : 755-94-10 - Poste 54-90.
- Direction de l'Équipement : 3, rue de Messine - 75008 Paris - Tél. : 764-22-22.
 - Directeur : M. Michel HUG, Ingénieur des Pont-et-Chaussées - Poste 55-50.
 - Chargé de Mission pour les problèmes nucléaires : M. Jean-Pierre MILLIAT - Poste 29-67.
- Direction de la Production et du Transport : 3, rue de Messine - 75008 Paris - Tél. : 764-22-22.
 - Directeur : M. Jean FERON - Poste 50-19.
 - Directeur Adjoint - Chef du Service de la Production Thermique : M. Jean-Pierre ROUX, Ingénieur E.S.E. - Docteur Ingénieur de la Faculté des Sciences de Paris - Poste 27-58.
 - Chef du Département Sécurité Nucléaire : M. Jean STOLZ - Poste 50-16.

V. — Ministère de la Santé

- DIRECTION GENERALE DE LA SANTE
8-10, avenue de Ségur - 75007 Paris - Tél. : 567-54-00.
- Directeur Général : M. Pierre DENOIX, Professeur à la Faculté de Médecine - Poste 45-62.
- SERVICE CENTRAL DE PROTECTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS
31, rue de l'Ecluse - B.P. n° 35 - 78110 Le Vésinet - Tél. : 976-02-72.
- Chef du Service : M. Pierre PELLERIN, Professeur de biophysique à la Faculté de Paris.
- Adjoint au chef du Service : M. Jean CHANTEUR, Professeur de biophysique à la Faculté de Paris.
- Chef de la Division Spectrométrie : M. Jean-Pierre MORONI, Professeur à la Faculté de Paris.

VI. — Ministère de la Qualité de la Vie

- DIRECTION DE LA PREVENTION DES POLLUTIONS ET NUISANCES
14, boulevard du Général Leclerc - 92521 Neuilly-sur-Seine - Tél. : 758-12-12.
- Directeur : M. Jean-François SAGLIO, Ingénieur en Chef des Mines - Poste 31-20.
- Chef du Service de l'Environnement Industriel : M. André REBIERE, Ingénieur en Chef des Mines - Poste 31-71.

VII. — Ministère du Travail

- DIRECTION GENERALE DU TRAVAIL ET DE L'EMPLOI
1, place Fontenoy - 75007 Paris - Tél. : 567-54-00.
- Directeur Général : M. Gabriel OHEIX, Inspecteur Général des Affaires Sociales - Poste 42-40.
- Service du Travail - Sous-Direction de l'Hygiène et de la Sécurité du Travail : Mme LAMIRAND, administrateur Civil HC - Poste 42-92.
- Chef du 2^e Bureau : M. René LAMOTHE, Administrateur Civil - Poste 43-39.

VIII. — Ministère de l'Intérieur

— DELEGATION A L'AMENAGEMENT DU TERRITOIRE ET A L'ACTION REGIONALE
1, avenue Charles-Floquet - 75007 Paris - Tél. : 783-61-20.

- Chargé de Mission : M. Michel HORPS, Ingénieur en Chef des Mines.

— Direction de la Sécurité Sociale

18, rue Ernest Cognacq - 92300 Levallois-Perret - Tél. : 758-11-86

- Directeur : M. Christian GERONDEAU, Ingénieur des Ponts-et-Chaussées - Poste 430.

— Direction des Etudes et la Prévention

- Sous-directeur : M. Lucien MALTETE, Administrateur Civil - Poste 376.

— BUREAU DES PLANS DE SECOURS

- Chef de Bureau : M. Jean GRASSIN, Administrateur Civil - Poste 346.

IX. — Secrétariat d'État aux Transports

— COMMISSION INTERMINISTERIELLE DU TRANSPORT DES MATIERES DANGEREUSES
35, rue Frémicourt - 75015 Paris - Tél. : 566-47-11.

- Président : M. Henri KEMLER, Ingénieur Général des Ponts-et-Chaussées - Poste 28.

X. — Commission interministérielle des installations nucléaires de base

29-31, rue de la Fédération - B.P. 510 - 75752 Paris Cedex 15 - Tél. : 273-60-00

- Président : M. Henri LAVAILL, Conseiller d'Etat. Fonds de Péréquation de l'Electricité - 57, avenue Franklin-Roosevelt - 75008 Paris - Tél. : 256-12-16.
- Secrétaire permanent : M. Louis PEFFAU, Ingénieur en Génie Atomique - Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay - B.P. n° 2 - 91190 Gif-sur-Yvette - Tél. : 941-80-00 - Poste 42-14.
- Secrétaire permanent suppléant : M. Daniel QUENIART, Ingénieur des Mines - Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - 13, rue de Bourgogne - 75007 Paris - Tél. : 551-74-30 - Poste 360.

Imp. HUMBLLOT - Nancy
1^{er} trimestre 1976
Dépôt légal n° 2 489

LA DOCUMENTATION FRANÇAISE
29-31 quai Voltaire 75340 PARIS CEDEX 07
TEL : 261-50-10 - TELEX 204826 DOCFRAN PARIS