

EUR 3078.f

LIBRARY

COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE – EURATOM

**ESTIMATION TECHNIQUE DU RISQUE ATOMIQUE
EN VUE DE L'ASSURANCE**

**Rapports présentés à la réunion du Groupe de Travail
tenue les 2 et 3 juin 1966 à Bruxelles**

1967.



Direction Générale Industrie et Économie

AVERTISSEMENT

Le présent document a été élaboré sous les auspices de la Commission de la Communauté Européenne de l'Énergie Atomique (EURATOM).

Il est précisé que la Commission d'EURATOM, ses contractants, ou toute personne agissant en leur nom :

ne garantissent pas l'exactitude ou le caractère complet des informations contenues dans ce document, ni que l'utilisation d'une information, d'un équipement, d'une méthode ou d'un procédé quelconque décrits dans le présent document ne porte pas atteinte à des droits privés;

n'assument aucune responsabilité pour les dommages qui pourraient résulter de l'utilisation d'informations, d'équipements, de méthodes ou procédés divulgués dans le présent document.

Ce rapport est vendu dans les bureaux de vente indiqués en 4^e page de couverture

au prix de FF 15,—	FB 150,—	DM 12,—	Lit. 1870,—	Fl. 11,—
--------------------	----------	---------	-------------	----------

Prière de mentionner, lors de toute commande, le numéro EUR et le titre qui figurent sur la couverture de chaque rapport.

Imprimé par Snoeck-Ducaju et Fils
Bruxelles, mars 1967

EUR 3078.f

COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE – EURATOM

**ESTIMATION TECHNIQUE DU RISQUE ATOMIQUE
EN VUE DE L'ASSURANCE**

**Rapports présentés à la réunion du Groupe de Travail
tenue les 2 et 3 juin 1966 à Bruxelles**

1967



Direction Générale Industrie et Économie

RESUME

Ce document réunit des données techniques provenant des assureurs nucléaires, des fournisseurs de l'industrie nucléaire (représentés par l'Union des Industries de la Communauté Européenne [UNICE]), des exploitants d'installations nucléaires (représentés par le Comité pour la Communauté Européenne de l'Union Internationale des Producteurs et Distributeurs d'Énergie Électrique [UNIPÉDE]), ainsi que des organismes nationaux de contrôle technique et finalement de la Commission elle-même, afin de permettre d'obtenir une meilleure connaissance du risque nucléaire. Une telle connaissance est, en effet, indispensable pour une détermination rationnelle des primes d'assurance dans le domaine nucléaire.

TABLE DES MATIERES

— Centre d'Etudes de la Commission Permanente du Risque Atomique — Comité Européen des Assurances:	
TARIFICATION DE L'ASSURANCE NUCLEAIRE:	
Bases de la tarification	5
— Union des Industries de la Communauté Européenne (UNICE) — Com- mission spéciale pour les problèmes nucléaires:	
RAPPORT SUR LA SECURITE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES	9
— Comité de la Communauté européenne de l'Union Internationale des Pro- ducteurs et Distributeurs d'Energie Electrique (UNIPEDE):	
— PHILOSOPHIE DE LA SECURITE D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE	38
— RISQUES ET ACCIDENTS D'ORIGINE NUCLEAIRE DES REAC- TEURS GRAPHITE-GAZ — URANIUM NATUREL	41
— RISQUES ET ACCIDENTS D'ORIGINE NUCLEAIRE DES REAC- TEURS A EAU SOUS PRESSION	52
— MESURES DE SECURITE POUR LES REACTEURS A EAU BOUIL- LANTE	61
— EXPOSE SUR LES MESURES LEGALES, REGLEMENTAIRES OU D'ORGANISATION INTERNE PRISES DANS LES PAYS DE LA C.E.E.A. POUR PREVENIR LES DANGERS PRESENTES PAR LES CENTRALES NUCLEAIRES ET REDUIRE LES CONSEQUENCES D'INCIDENTS NUCLEAIRES EVENTUELS	64
— Monsieur SCHWARZER, Institut für Reaktorsicherheit, Cologne, Rép. Féd. d'Allemagne:	
ORGANISATION DU CONTROLE DE LA SECURITE DES CENTRALES NUCLEAIRES INSTALLEES SUR LE TERRITOIRE DE LA REPUBLI- QUE FEDERALE D'ALLEMAGNE	73
— Monsieur G. PENELLE, Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire (CEN) Mol, Belgique:	
APERÇU DE LA LEGISLATION BELGE DANS LE DOMAINE DE LA PROTECTION CONTRE LE DANGER DES RADIATIONS IONISANTES	75
— Monsieur A. CALORI, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare (CNEN), Rome, Italie:	
TECHNIQUES DE SECURITE ET RISQUES ATOMIQUES	80

— Monsieur J. WEBER, Ministère néerlandais des Affaires sociales et de la Santé publique:

REGIME D'AUTORISATION APPLICABLE A L'EXPLOITATION DE REACTEURS NUCLEAIRES AU PAYS-BAS	83
---	----

— Monsieur W. VINCK, Direction Générale Industrie et Economie, Communauté Européenne de l'Energie Atomique (EURATOM):

TECHNIQUES DE SECURITE ET RISQUES ATOMIQUES	84
---	----

LISTE DES PARTICIPANTS	104
----------------------------------	-----

CENTRE D'ETUDES DE LA
COMMISSION PERMANENTE DU RISQUE ATOMIQUE
Comité européen des assurances

Tarification de l'assurance nucléaire
Bases de la tarification

Il n'existe pas d'accord liant les marchés nationaux en matière de tarification. Mais les pools pourront tenir compte des éléments indiqués ci-dessous.

A. Tarification pour l'assurance des dommages à l'installation nucléaire

I. Garanties normales

1. Le tarif s'applique

- a) aux dommages d'incendie;
- b) aux dommages d'explosions, quelle qu'en soit la cause;
- c) aux dommages dus à la chute de la foudre;
- d) aux dommages causés par la chute d'un aéronef ou d'une partie d'un aéronef, ou d'objets tombant d'un aéronef;
- e) aux dommages causés par une température excessive à l'intérieur du réacteur, si l'accroissement de cette température présente un caractère accidentel, c'est-à-dire soudain, fortuit et involontaire;
- f) aux dommages de contamination radioactive, à l'exclusion de tout ce qui se trouve à l'intérieur de la protection biologique d'un réacteur et à l'exclusion des circuits primaires de refroidissement (l'ensemble des indemnités payées au titre du présent alinéa f) ne peut en aucun cas dépasser la valeur de la chose contaminée).

2. Le tarif s'entend pour une garantie *par installation*; elle est dégressive en fonction des sinistres.

3. Partant d'un taux de base applicable à la valeur du bâtiment du réacteur (ou de l'enceinte abritant le réacteur), de son contenu et des risques (bâtiment et contenu) contigus au bâtiment du réacteur, ce taux tient compte

- du type du réacteur,
- de ses caractéristiques,
- de sa puissance thermique nominale.
- de son usage habituel (réacteur de recherche, réacteur de puissance, etc.).

Ce taux de base subit des adaptations qui dépendent

- a) de la marge de réactivité et de la durée moyenne de vie des neutrons prompts,
- b) de la stabilité du réacteur (coefficient de température),
- c) de la température normale du réacteur,
- d) de la nature du combustible nucléaire,
- e) des dispositifs de contrôle et de sécurité du réacteur,
- f) de l'expérience des exploitants et de l'entraînement du personnel,
- g) des mesures de prévention.

II. *Garanties accessoires*

1. Garantie des dommages d'incendie et d'explosions subis par les biens de l'assuré, autres que le réacteur ou les bâtiments contigus ainsi que leur contenu;

2. garantie des frais de décontamination du bâtiment du réacteur et des bâtiments contigus ainsi que leur contenu;

3. garantie des frais d'isolation nécessaires, des frais de déblais et de décontamination des décombres concernant le bâtiment du réacteur et les bâtiments contigus ainsi que leur contenu;

4. garantie des dommages de contamination, des frais de décontamination, des frais d'isolation nécessaires en ce qui concerne les biens « non nucléaires » situés dans l'enceinte de l'installation;

5. garantie des frais de déblais et de décontamination des décombres concernant les biens « non nucléaires » situés dans l'enceinte de l'installation, à la suite d'un sinistre ayant son origine dans le réacteur ou les bâtiments contigus;

6. garantie de la perte ou de l'altération du modérateur et du refroidisseur.

B. **Tarifification de la responsabilité de l'exploitant d'une installation terrestre fixe**

I. *La garantie normale* est accordée — autant que faire se peut — conformément à la loi atomique nationale.

Elle est donnée *par installation* et non par accident; elle est donc dégressive en fonction des sinistres.

Ne sont pas couverts les dommages aux tiers dus à l'exploitation normale de l'installation, donc sans qu'un accident nucléaire ne survienne.

II. 1. Les taux de base seront établis par tranches de garanties et dépendront

- du type du réacteur,
- de ses caractéristiques,
- de sa puissance thermique nominale,
- de son usage habituel.

2. Des adaptations tiendront compte, en principe, des mêmes considérations que pour la tarification de l'assurance des dommages à l'installation (ci-dessus sous A I 3. a-g) et en plus

- a) de l'enceinte abritant le réacteur (= « containment »; caverne, sphère en acier, etc.);
- b) des mesures pour garantir la sécurité envers les tiers;
- c) des mesures de prévention et d'efficacité des secours envers les tiers (évacuation, etc.);
- d) du site où se trouve le réacteur, notamment par rapport à ses environs proches et lointains (population, agglomérations, installations industrielles, etc.);
- e) des conditions météorologiques, hydrographiques, géologiques, sismiques, etc.;
- f) de la législation nationale applicable en matière de responsabilité civile nucléaire.

C. Responsabilité civile pour les transports

I. La garantie est accordée par voyage,

- soit dans le cadre de la garantie générale responsabilité civile de l'exploitant,
- soit par une couverture ad hoc.

Elle est accordée sur la base des prescriptions légales ou administratives applicables au cas d'espèce et subsidiairement aux dispositions du « Règlement de transport des matières radioactives (Revision 1964) », établi par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique, à Vienne (Collection Sécurité N° 6).

II. La tarification pourra prendre en considération les éléments suivants:

1. les données atomiques des substances nucléaires transportées:

- a) matières fissiles ou non;
- b) composition de ces matières (par exemple combustibles nucléaires ou déchets);
- c) leur radioactivité spécifique (si possible) ou absolue;
- d) leur nature (par exemple: solide massive, solide pulvérulente, liquide, gazeuse);
- (e) le cas échéant seulement, leur radiotoxicité);
- f) leur quantité;

2. les données relatives aux transports:

- a) la qualification du ou des transporteurs successifs, ou du commissionnaire de transports;
- b) l'emballage (container);
- c) le moyen de transport employé:
 - par route (camions, tracteurs et remorques),
 - par voie ferrée,
 - par bateau (navigation fluviale ou maritime),
 - par air;
- d) l'itinéraire suivi;
- e) la durée du transport;
- f) le nombre de transbordements;

- g) pour les transports par mer et par air:
 - la classification du navire, l'âge de l'aéronef,
 - le nombre d'escales, ou le nombre d'atterrissages;

3. les données relatives à l'assurance:

- a) le montant de la garantie;
- b) la durée de la garantie.

Nous tenons à répéter que les pools nationaux sont libres dans leur façon d'apprécier et de tarifer les risques.

En outre, des impondérables peuvent influencer parfois très fortement la tarification, comme par exemple la stabilité politique d'un pays.

UNION DES INDUSTRIES DE LA COMMUNAUTE EUROPEENNE
(UNICE)

COMMISSION SPECIALE
POUR LES PROBLEMES NUCLEAIRES

Rapport sur la sécurité des installations nucléaires

I — GENERALITES

1. Introduction

L'élaboration de ce rapport, au sein de l'UNICE, par les soins des représentants des industries de la Communauté, constructrices d'installations nucléaires, s'encadre dans l'activité du groupe de travail institué à la suite des décisions du 4^e colloque sur l'assurance du risque nucléaire (Berlin, 8-9 juillet 1965).

Le rapport étudie à fond, d'une part, les risques que pourraient présenter les centrales nucléaires de puissance — en ce qui concerne soit les dommages aux installations, soit les dommages qui entraînent la responsabilité civile —, d'autre part, les moyens et les procédés utilisés par les constructeurs pour réduire au minimum ou bien annuler les risques.

Une telle étude pourra donc servir comme élément « d'évaluation » des risques: cette évaluation ne peut encore arriver à des résultats quantitatifs, mais pourtant a reçu dans le temps, depuis le démarrage des premières centrales jusqu'à aujourd'hui, des contours de plus en plus définis et sérieux, tout au moins quant aux ordres de grandeur.

Les autres éléments d'évaluation que le rapport n'examine que partiellement ou indirectement et qui cependant ne sont pas d'importance négligeable, concernent les règlements de sécurité et protection de l'exploitation des centrales, ainsi que les lois et les dispositions relatives au choix du site et au plan d'urgence à l'extérieur de la centrale.

Une constatation qui cependant peut être avancée dès à présent, valable pour tous les différents éléments qui contribuent à la sécurité des installations nucléaires, c'est que leur influence positive sur le degré de sécurité générale s'affirme toujours davantage, soit objectivement, soit parce qu'on peut démontrer les raisons favorables avec plus de fondement que par le passé.

En effet, de grands intérêts d'ordre scientifique, économique, militaire et politique (outre la « psychose atomique » qui a suivi les explosions d'Hiroshima et Nagasaki) ont extrêmement poussé et développé les études, les calculs, les expériences, les recherches opérationnelles dans le domaine de la sécurité nucléaire des points de vue technique et réglementaire.

Le secteur nucléaire, plus nettement que n'importe quel autre secteur industriel, a été dès son début ménagé et développé par les hommes de science et par des techniciens de haute qualification, qui ont posé et peu à peu résolu avec rigueur scientifique des problèmes de toutes natures et, entre autres, au tout premier plan, ceux qui concernent la sécurité.

De plus, l'ampleur très grande du secteur a favorisé la collaboration internationale à tous les niveaux: cette collaboration a enrichi et intensifié les connaissances et les perfectionnements en matière de sécurité.

L'activité, directement développée en ce sens par les constructeurs, est exposée plus loin: celle qui a été développée dans les domaines collatéraux pour la mise au point de la réglementation, a conduit à préciser de plus en plus en détail et en relation avec toutes les situations possibles les qualités requises pour les installations. Cela, soit contre les opérations qui peuvent mener à des accidents (règlements de conduite de la centrale en fonctionnement normal ou anormal); soit contre les dommages à l'extérieur de la centrale (règlements basés par l'évaluation des dommages à l'extérieur de la centrale (règlements basés par l'évaluation des dommages selon les différentes modalités de libération de la radio-activité et par la mise en œuvre des moyens extérieurs aptes à limiter les dommages mêmes, c'est-à-dire du plan d'urgence).

Quant aux problèmes d'exploitation, la pratique acquise dans la conduite des installations et dans l'application des normes relatives, a porté les constructeurs à choisir les critères de sécurité les meilleurs, à renforcer les dispositifs les plus efficaces et à simplifier leur fonctionnement.

Quant aux problèmes de sécurité de l'environnement (1), on doit rappeler:

a) l'étude approfondie de la dispersion dans le temps et dans l'espace des produits de fission — en particulier du radio-iodé — libérés au niveau du sol ou de la cheminée, en fonction des différentes conditions météorologiques,

b) l'introduction de l'idée claire « d'exposition critique », c'est-à-dire de l'exposition qui est maximum en fonction d'une fuite donnée et des caractéristiques données du site (y compris les météorologiques) pour un certain groupe typique de la population autour du réacteur, pour un certain radio-nuclide libéré et pour une certaine voie ou « chaîne » de contamination,

c) la prédisposition d'un « plan d'urgence extérieure » bien conçu avec la participation coordonnée de toutes les organisations compétentes et de tous les moyens efficaces techniques et administratifs.

Les trois points mentionnés ci-dessus offrent aujourd'hui au constructeur des connaissances claires et des données de référence précieuses. Il peut sur celles-ci fonder ses projets lorsqu'il considère l'hypothèse d'une fuite accidentelle de produits de fission à l'intérieur de la centrale, puis à l'extérieur.

Il a, en outre, le grand avantage d'un degré de liberté plus élevé dans le choix entre les solutions possibles de sécurité, étant donné que certains points ont été analysés avec un domaine de variation très ample des paramètres qui gouvernent toute la matière.

C'est ainsi que la catastrophe à présent est pratiquement impossible et sous divers aspects même d'autres accidents, d'ampleur remarquable mais non catastrophique, sont pratiquement impossibles: en effet, on admet la probabilité, toute minime qu'elle soit, d'une

(1) Voir chapitre VI.

fuite limitée dans certaines conditions et avec l'intervention de certains moyens de protection d'urgence, au lieu du — ou bien même en plus du — confinement absolu (qui en principe a toujours une probabilité non nulle, bien qu'infime, de faillir).

Ce qui a été dit trouve sa confirmation aussi dans l'évolution des critères adoptés généralement par les pouvoirs publics (en particulier en Angleterre et aux Etats-Unis) en vue de l'agrément du site d'un réacteur. Ces critères concentrent l'attention toujours davantage sur les dispositifs de sécurité de l'installation (les « safe-guards ») plutôt que sur la densité et la distribution de la population autour du réacteur.

La proximité d'un centre peuplé ne présente plus un obstacle déterminant, puisqu'on peut convenablement diminuer l'ampleur de l'accident maximum hypothétique.

Cela dit, il est plus que jamais évident que les installations nucléaires sont plus sûres que d'autres installations industrielles traditionnelles, comme par exemple celles qui produisent, traitent ou emmagasinent des matières toxiques, corrosives, inflammables ou explosives et les réservoirs hydrauliques.

Pour de pareilles installations, on peut supposer des accidents comportant des dommages aux personnes et aux choses d'un ordre de grandeur égal ou plus élevé, tandis que les moyens et les mesures aptes à réduire au minimum ou à zéro leur probabilité, ne sont souvent ni étudiés, ni mis en place avec l'application et la rigueur scientifique habituelles dans le nucléaire.

2. Les mesures fondamentales de sécurité prises par le constructeur

L'ouvrage des constructeurs pour garantir la sécurité des installations nucléaires se développe de la façon la plus complète, en partant des études et recherches, de la conception d'ensemble, jusqu'au projet dans tous ses détails, à la construction et au montage, aux tests et aux essais de fonctionnement.

2.1. *Les études et les recherches* d'engineering nucléaire ont atteint un degré de développement imposant, étant donné qu'elles sont conduites désormais non seulement dans des laboratoires spécialisés, mais aussi dans des centres de recherche articulés dans toutes les branches de la technique et dotés de tous les appareillages les plus modernes.

Les calculs sont aussi développés à fond en utilisant des calculateurs électroniques: toutes les incertitudes possibles sont prises en compte, en supposant pour les facteurs qui interviennent dans le calcul, les valeurs les plus conservatives.

Des groupes d'études particuliers et des laboratoires spécialisés étudient et expérimentent les questions de sécurité nucléaire au sens strict, ainsi que de protection contre les radiations.

2.2. *La conception d'ensemble de l'installation* s'appuie sur un système de sécurité extrêmement efficace qui utilise, soit l'automatisme de multiples dispositifs de sécurité, soit l'intervention simple et clairement programmée du personnel chargé en permanence de la surveillance technique de la centrale.

Pour empêcher une avarie donnée ou un mauvais fonctionnement donné capables de mener à de grands dommages, les dispositifs qui assument une même fonction sont en nombre double ou triple, autant ceux de mesure et d'information — optique et acoustique — que ceux de commande et d'intervention sur le fonctionnement de l'installation.

En outre, différentes fonctions et différentes grandeurs sont constamment et automatiquement confrontées entre elles: dans le cas où une incohérence ou une concordance défavorable est relevée, une intervention automatique sur le fonctionnement a lieu.

Le personnel de surveillance technique, de son côté, peut finalement, de façon indépendante et instantanée, arrêter le réacteur en poussant simplement les boutons qui se trouvent toujours à portée de la main.

2.3. *Les détails de projet, de construction, d'essais et de montage* sont préalablement acceptés par les spécialistes du groupe sécurité du constructeur, en collaboration avec les projeteurs.

Après la fabrication, les différents composants de l'installation sont sévèrement essayés avant de procéder au montage et aux essais de fonctionnement de tout l'ensemble.

Les essais utilisent tous les moyens techniques, destructifs ou non, et sont effectués dans des conditions de pression, température et sollicitations variées largement conservatives par rapport aux conditions de fonctionnement.

Les effets des radiations mêmes sont contrôlés facilement sur des échantillons représentatifs, car, sur les matériaux, de tels effets à longue échéance sont parfaitement équivalents à ceux provoqués par périodes d'irradiations brèves à débit de dose élevé.

2.4. *Les essais de fonctionnement de l'installation*, dans la phase finale, sont effectués avec les plus grands soins, en conformité aux dispositions sévères établies par les organismes publics de contrôle.

Mais, dès la toute première phase de la conception de l'installation, l'expérimentation d'ensemble a déjà été développée, et à un degré tellement avancé qu'on en trouve difficilement l'équivalent dans d'autres domaines.

Un type de réacteur, en fait, avant qu'il n'arrive à l'échelle industrielle, est expérimenté à travers ensembles sous-critiques, petits réacteurs d'essais, réacteur prototype et réacteur de démonstration. Des essais destructifs ont été mis en place, même sur des modèles de réacteurs construits spécialement pour étudier les effets des accidents maxima prévisibles.

2.5. *Les procédures d'autorisation* de la part des pouvoirs publics ⁽¹⁾ constituent une garantie ultérieure, rigoureuse de sécurité pour une centrale nucléaire de puissance.

Elles commencent avec un rapport préliminaire de sécurité lorsque le projet de l'installation n'a pas encore été achevé.

Ce rapport vise tous les aspects de la sécurité, non seulement en rapport avec les caractéristiques du réacteur, mais aussi avec celles du site prévu.

Le projet terminé, les organismes publics compétents examinent le rapport final de sécurité. Cet examen est suivi de prescriptions techniques qui peuvent même conduire à des modifications de l'installation.

Suivent enfin les prescriptions pour les différents essais et pour le démarrage de l'exploitation normale de la centrale.

(1) Voir chapitre II.

3. Les dispositifs de sécurité d'un réacteur nucléaire

Les chapitres qui suivent celui-ci sur les généralités illustreront, en détails, quels sont les différents dispositifs de sécurité qui empêchent la naissance de situations dangereuses auprès du réacteur et des installations annexes ou qui limitent l'ampleur des dommages dans l'éventualité d'un accident.

Ils traiteront le comportement réactif et thermodynamique du réacteur, ainsi que le confinement des produits de fission, hautement radioactifs.

3.1. *Le comportement réactif d'un réacteur* ⁽¹⁾ peut être à l'origine d'un accident capable d'endommager le cœur et, éventuellement, le circuit primaire et les structures de confinement, avec fuite de produits de fission au-dehors du combustible et dans l'hypothèse la plus grave, au-dehors du réacteur.

Le contrôle de la réactivité qui empêche l'excursion de la puissance thermique rapide et excessive, est obtenu grâce aux facteurs intrinsèques de sécurité (coefficients négatifs de réactivité dus à la hausse de température) et grâce aux dispositifs de réglage et d'arrêt rapide du réacteur.

Le « bilan de réactivité » est analysé dans tous ses termes possibles et prévoit la possibilité de rendre le réacteur substantiellement critique dans toutes les circonstances.

Les dispositifs de mesure et d'information sont multiples et indépendants, leurs réponses sont continuellement contrôlées et confrontées. Leur fonctionnement est assuré par des sources d'énergie toujours disponibles, sous peine d'arrêt du réacteur. Même cet accident particulier de réactivité dans les dépôts de combustible qui est nommé « accident de criticalité », est à présent empêché par les limites inviolables imposées à nombre d'éléments et à leur disposition géométrique dans l'hypothèse la plus grave.

3.2. *Le comportement thermodynamique* ⁽²⁾ du réacteur pourrait également provoquer un dégât au cœur, suivi par une fuite de produits de fission.

Le contrôle de la puissance thermique empêche directement que celle-ci dépasse la limite dangereuse, mais des causes singulières éventuelles, localement limitées, d'une augmentation de température du réacteur sont contrôlées: les dispositifs de sécurité correspondants sont à même de provoquer automatiquement son arrêt.

C'est ainsi que sont contrôlés température, pression et débit du fluide réfrigérant et aussi le fonctionnement des pompes ou des soufflantes du circuit primaire (avec la possibilité d'extraire la chaleur résiduelle en cas d'arrêt des pompes ou des soufflantes).

3.3. *Le confinement* ⁽³⁾ du cœur et éventuellement de tout le circuit primaire assure une barrière à la fuite des produits de fission, si, pour une raison quelconque quelques gaines en laissaient échapper une certaine quantité (la gaine constitue déjà une première barrière de confinement).

La fuite est empêchée par des « caissons de pression » contenant le cœur et les échangeurs de chaleur, caissons qui à leur tour sont éventuellement contenus dans une enceinte dite « de sécurité » qui comprend même tout le circuit primaire et les organes plus directement connexes.

⁽¹⁾ Voir chapitre III.

⁽²⁾ Voir chapitre IV.

⁽³⁾ Voir chapitre V.

3.4. La protection contre les radiations des personnes à l'intérieur et à l'extérieur de la centrale — au-delà des règlements et des dispositions de prévention ainsi que des contrôles directs sur les individus — est assurée par des appareillages de mesure et d'intervention.

Les appareillages de mesure — des niveaux de radiation et de contamination — sont placés un peu partout, dans l'installation et dans le milieu de travail, dans les points de rejet des effluents radioactifs liquides et gazeux et dans le milieu extérieur de la centrale.

Les appareillages d'intervention, manuelle ou automatique, peuvent intervenir sur le cœur, sur les équipements associés et sur les dispositifs de dépuración et rejet des effluents: ils empêchent efficacement l'absorption de doses de radiation dangereuses de la part soit des travailleurs, soit des habitants de l'environnement ⁽¹⁾.

4. Conclusion

Compte tenu de tout ce qui a été mentionné aux points 2 et 3 précédents du présent chapitre, la constatation faite à la fin du point 1 est confirmée avec éclat: c'est-à-dire qu'un accident vraiment catastrophique auprès d'une centrale nucléaire est pratiquement impossible et que les autres accidents, ceux-là mineurs, sont contrariés par des dispositifs et des mesures de sécurité mis en place à un degré non inférieur — généralement supérieur — à celui des autres installations industrielles traditionnelles.

II. PROCEDURES D'AUTORISATION

1. Organisation de la sécurité

La réalisation, le contrôle et l'appréciation de la sécurité des centrales nucléaires exigent des mesures administratives à prendre par le fournisseur, par l'exploitant de la centrale et par les pouvoirs publics compétents.

Les mesures prises par le fournisseur ont pour objet d'aménager et d'installer la centrale nucléaire en sorte que le personnel d'exploitation et la population des environs ne soient pas menacés par l'exploitation de la centrale, et que l'approbation pour l'installation et l'exploitation de la centrale puisse être accordée sans difficulté par les autorités publiques compétentes.

Les mesures administratives prises par l'exploitant visent essentiellement à une utilisation, un contrôle et un entretien des installations dans des conditions techniques parfaites, garantissant la protection du personnel d'exploitation et le maintien de l'intégrité de l'ensemble de l'établissement.

Les mesures administratives prises par les pouvoirs publics compétents garantissent que la construction et l'exploitation d'une centrale nucléaire ne puissent être approuvées, sans que les mesures de sécurité nécessaires pour le personnel d'exploitation et la population avoisinante aient été prises et sans que les lois, règlements et dispositions techniques afférentes aient été respectés. Par ailleurs, elles régissent le contrôle de l'Etat sur la con-

⁽¹⁾ Voir chapitre VI.

struction et l'exploitation de la centrale, de façon à pallier les effets d'un accident et assurer la couverture des dommages.

Dans ce chapitre, nous ne traiterons que de la participation des constructeurs, aux mesures administratives de sécurité et à leur organisation interne dans ce domaine, les exigences requises par les autorités étant du ressort des représentants des organismes nationaux de sécurité et les mesures prises par les exploitants devant être exposées par ceux-ci.

2. Conception

La demande d'autorisation pour la construction d'une centrale nucléaire est obligatoire dans tous les pays de notre Communauté Européenne. Lors de cette demande, l'exploitant, sur la base des éléments remis par le constructeur, doit présenter aux autorités compétentes un rapport préliminaire de sécurité qui résume le projet en soulignant les dispositifs de sécurité adoptés.

Ce rapport de sécurité traite normalement des points suivants:

1. Etude du site au point de vue géologique, hydrologique, climatologique, etc...
2. Description de l'installation et de ses éléments les plus importants du point de vue de la sécurité, ainsi que des vérifications.
3. Communication et exploitation des valeurs à interpréter.
4. Description de l'instrumentation et des dispositifs de sécurité.
5. Propriétés dynamiques et cinétiques du réacteur.
6. Mode opératoire de la mise en service.
7. Description de la marche normale du réacteur et des phases particulières de l'exploitation.
8. Analyse des anomalies de fonctionnement.
9. Analyse des accidents et de leurs conséquences.

En déposant son rapport sur la sécurité, l'entreprise doit fournir la preuve que le projet de l'installation a tenu compte des prescriptions en vigueur ad hoc, ainsi que des derniers progrès de la science et de la technique.

Pour examiner, critiquer et approuver ce document, des organismes consultatifs ont été créés dans les divers pays. Ce sont:

1. *Allemagne*

« Technische Überwachungsvereine » (TUV) (Associations de Contrôle Technique)

Conformément à la structure de la République Fédérale, les Associations de Contrôle Technique sont propres à chacun des « Länder » et relèvent d'une organisation centrale, la « Vereinigung der Technischen Überwachungsvereine » (VdTUV). La VdTUV a fondé, conjointement avec le Ministère Fédéral pour la Recherche Scientifique (BMwF), l'Institut pour la Sécurité des Réacteurs (IRS) à Cologne, qui peut être consulté pour une expertise tant par les TUV des « Länder » que par les pouvoirs publics. Les Associations de Contrôle Technique des « Länder » disposent parfois de divisions ou de groupes spécialisés pour les installations d'énergie nucléaire et la protection contre les radiations.

« La Commission pour la sécurité du réacteur auprès du Ministère de la Recherche Scientifique. »

2. France

« Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de base »

Cette Commission, ayant à sa tête un membre du Conseil d'Etat et le Haut Commissaire à l'Energie Atomique, comprend des représentants des différents ministères, ainsi que des représentants du CEA, de l'EdF;

Elle peut se faire assister de techniciens ou de personnalités compétentes pour l'étude d'une question déterminée et procéder à toutes consultations techniques qu'elle juge nécessaires.

3. Italie

« Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare » (CNEN)
(Comité National pour l'Energie Nucléaire)

Cet organisme examine les différents projets. Les tâches techniques sont confiées à une Commission Technique de ce Comité, composée de techniciens experts dans les problèmes de la sécurité nucléaire et la protection sanitaire, et qui sont désignés par les administrations compétentes.

4. Belgique

En Belgique, l'organisme consultatif, l'habilité à donner un avis autorisé en matière nucléaire, est la Commission Spéciale.

Cette Commission comprend des représentants de l'Administration de l'Hygiène Publique, de l'Administration de la Sécurité du Travail, le Commissaire à l'Energie Atomique et des personnalités compétentes en matière nucléaire. Cette Commission peut faire appel à l'avis de tout expert ou organisme national, international, ou étranger. Elle sollicite également l'avis de la Commission de l'Euratom dans les limites de l'article 37 du Traité de Rome.

Les projets sont fondés sur un certain nombre de règles et de codes industriels. Ils doivent, en outre des règles habituelles, satisfaire à des règlements officiels et notamment certains codes spécifiques aux installations nucléaires, tels les codes de protection et les codes neutroniques en France.

Plusieurs organisations internationales se sont occupées des problèmes de sécurité et ont tenté d'établir des normes et de proposer des règles internationales pour la protection de la population et l'indemnisation des dommages. Dans cet ordre, citons en particulier:

- l'Agence Internationale de l'Energie Atomique,
- la Commission Scientifique des Nations Unies pour la Sécurité en matière de Rayonnements Ionisants,
- la Commission Internationale pour la Protection contre les Rayonnements,
- l'Agence Européenne de l'Energie Nucléaire,
- l'Organisation Internationale du Travail,
- l'Euratom.

Les organismes de contrôle technique sont généralement chargés par les autorités officielles accordant les autorisations, d'établir les expertises sur la sécurité des réacteurs nucléaires en qualité d'experts indépendants. Ils peuvent se faire assister de techniciens

ou de personnalités compétentes pour l'étude de certaines questions et procéder aux consultations techniques jugées nécessaires; ils peuvent aussi être consultés comme experts par les firmes industrielles.

Les avant-projets et rapports préliminaires approuvés par les organismes de contrôle technique et éventuellement remaniés, sont envoyés aux Ministères compétents chargés de délivrer l'autorisation. Ce sont:

1. en Allemagne,
Ministère Fédéral de la Recherche Scientifique,
Certains ministères des « Länder ».
2. en France,
Ministère chargé de l'Energie Atomique,
Ministères de l'Intérieur, de la Construction et de la Santé.
3. en Italie,
Ministère de l'Industrie et du Commerce,
Ministère de la Santé, Ministères du Travail, de l'Intérieur, de l'Agriculture, des Travaux Publics, de la Marine Marchande.
4. en Belgique,
Ministère de l'Emploi et du Travail,
Ministère de la Santé Publique et de la Famille.

3. Construction

Les divers projets, ainsi que les rapports qui les accompagnent et qui doivent démontrer que l'installation est construite conformément aux principes de sécurité nucléaire et de protection sanitaire énoncés dans le rapport préliminaire, sont examinés par les organismes de contrôle technique qui gardent ainsi un droit de contrôle pendant la construction.

4. Réception, essais et mise en service

Les réceptions pour une installation nucléaire sont constituées par une série d'essais complexes recoupant les diverses phases de la construction. Ces essais durent plusieurs mois et fournissent dans leur ensemble les informations nécessaires pour la sécurité.

Actuellement, on tend à confier la tâche de ces opérations à l'exploitant et au constructeur et non pas à l'autorité publique qui ne mène à bien que des tâches d'inspection.

Pour que les essais nucléaires puissent s'effectuer, l'exploitant présente généralement aux organismes de contrôle technique:

- une attestation relative aux essais non nucléaires,
- un plan d'urgence, contenant une précision de tout ce qui peut être éjecté de l'installation à la suite des divers accidents considérés comme concevables.

A la fin des essais, l'exploitant transmet les résultats de ceux-ci et, après un certain délai, un rapport sur les essais comparant leurs résultats avec les données du projet et les éléments figurant dans le rapport de sécurité, mis à jour entretemps. L'autorité compétente peut alors accorder l'autorisation d'exploitation.

5. Organisation de sécurité au sein des entreprises

Un Groupe de travail, chargé de la sécurité des installations, existe en général à l'intérieur des divisions nucléaires des usines de construction. Ce Groupe a pour mission de veiller au respect des exigences de sécurité techniques et physiques lors de la planification, de la construction et de l'érection des différentes installations nucléaires, tant dans le cadre de la division que vis-à-vis des pouvoirs publics et de leurs experts. Les tâches de ce Groupe consistent essentiellement en :

- contrôle de l'aménagement technique et physique et de la construction des centrales nucléaires;
- consultation de la direction et des divisions de planification et de construction;
- défense des préoccupations techniques de sécurité vis-à-vis des pouvoirs publics, des experts officiels et des clients;
- coordination et exécution des travaux pour établir et apprécier la sécurité nucléaire, tels que rapports sur la sécurité, analyse des sinistres, etc.;
- coordination et application des procédures d'autorisation relevant de la sécurité atomique, éventuellement en collaboration avec le client.

Pour éviter d'atteindre un développement excessif, le groupe d'études de la sécurité peut se servir d'autres groupes de la firme et aussi d'experts n'appartenant pas à la firme. La collaboration de juristes professionnels est également nécessaire en raison de la portée de l'étude dans le domaine du droit privé et du droit public.

6. Organisation de sécurité en cours d'exploitation

L'organisation relative à l'exploitation d'une centrale nucléaire comprend toujours une division spéciale pour la protection contre les radiations et la sécurité. Elle applique toutes les mesures pour la sécurité du personnel d'exploitation et des environs de la centrale et veille au respect des dispositions et des conditions fixées par l'autorité publique. Elle est mise en œuvre par l'exploitant sur recommandation éventuelle du constructeur.

III — COMPORTEMENT REACTIF

1. Introduction

Lors de la fission du noyau d'un atome par un neutron, plusieurs neutrons secondaires sont créés. La plupart de ceux-ci sont libérés instantanément. Une petite partie des neutrons secondaires n'est cependant émise qu'au cours de la désintégration radioactive de certains produits de la fission. Comme chacun de ces neutrons émis immédiatement ou avec un certain retard peut provoquer à son tour la fission d'un autre noyau, une réaction en chaîne est possible.

Lorsque chaque neutron produit en moyenne exactement un nouveau neutron, la réaction en chaîne est stable. La puissance développée par un réacteur est dans ce cas con-

stante et le cœur du réacteur se trouve à l'état dit critique. Par contre, le réacteur est sous-critique et ne produit plus d'énergie lorsqu'il dispose en moyenne, pour l'ensemble des fissions nucléaires, de moins d'un neutron secondaire par fission. D'autre part, lorsque chaque neutron produit en moyenne plus qu'un nouveau neutron, la puissance dégagée par le réacteur augmente constamment. Le réacteur est alors hypercritique. L'augmentation de puissance est relativement lente aussi longtemps que le concours des neutrons à émission retardée est nécessaire pour le maintien de la réaction en chaîne. Mais si la production de neutrons est constamment assez nombreuse pour que le réacteur soit en état critique déjà du seul fait des neutrons émis instantanément, l'augmentation de puissance est extraordinairement rapide. Le cœur du réacteur est alors promptement critique.

La réactivité est la grandeur qui indique dans quelle mesure un réacteur est sous-critique ou hypercritique. La réactivité est nulle lorsque le réacteur se trouve à l'état critique. L'état promptement critique correspond à une réactivité d'environ $7 \cdot 10^{-3}$.

La réactivité du cœur d'un réacteur n'est pas constante au cours du fonctionnement. Des variations de réactivité sont produites par des variations de la pression dans le réacteur et de la température du combustible et du modérateur. D'autre part, des pertes de réactivité se produisent à la suite de l'altération, par le rayonnement neutronique, des matières fissiles et des matières absorbant les neutrons.

Pour rendre possible l'exploitation du réacteur et pour permettre de maintenir et de diriger la production d'énergie selon les besoins, le cœur du réacteur doit être doté d'un excès de réactivité. Cet excès est constamment compensé par le contrôle de la production de neutrons dans le cœur du réacteur. Pour ce contrôle, on utilise actuellement surtout des substances qui absorbent les neutrons sous la forme de barres de contrôle ou de poisons neutroniques amovibles ou combustibles.

Puisqu'une réserve de réactivité est présente et que la réactivité dépend des différentes variables d'état, la possibilité existe de voir surgir un état hypercritique inattendu à la suite d'une perturbation. La puissance du réacteur est alors ramenée à la valeur normale, soit automatiquement, soit manuellement; dans le cas de poussée brutale, la puissance est limitée automatiquement et la réaction arrêtée automatiquement. Ceci est obtenu grâce à une conception appropriée du réacteur et des dispositifs de réglage et de contrôle de la puissance, et au moyen de dispositifs de surveillance adéquats qui indiquent le fonctionnement des différents organes. En outre existent toujours des dispositifs spéciaux pour signaler des conditions anormales de fonctionnement et pour déclencher immédiatement et automatiquement le réacteur lorsque des conditions ou des perturbations surviennent qui pourraient conduire à une réaction en chaîne sauvage mettant en péril le réacteur. Des réactions en chaîne non contrôlées pourraient aussi se produire dans une quantité de matière fissile neuve ou usagée déposée d'une façon inadéquate en dehors du réacteur. Le dispositif de sécurité à cet égard consiste en une disposition appropriée des magasins à combustible.

Les mesures de sécurité pour empêcher des réactions en chaîne non contrôlées et des poussées brutales et dangereuses de puissance dans une centrale nucléaire sont réalisées en principe par une conception appropriée des systèmes nucléaires et par des dispositifs de surveillance qui tiennent le personnel d'exploitation constamment informé des conditions de fonctionnement de chaque partie de l'installation et qui interviennent automatiquement en cas de danger. Ces mesures de sécurité sont étudiées lors de l'établissement du projet et de la construction de l'installation. Elles se basent sur des analyses détaillées de l'exploitation et des perturbations possibles, à la lumière de données expérimentales et prati-

ques. En outre, on s'assure par des vérifications approfondies au cours du montage et surtout pendant la période de mise en service que toutes les parties et tous les dispositifs de l'installation sont conformes au projet et prêts à fonctionner à tout moment. Nous résumerons dans ce qui suit les principaux critères de sécurité sur lesquels se basent le projet et la construction.

2. La sécurité par la conception appropriée

Une des principales missions de ceux qui dirigent l'établissement du projet et la construction d'une centrale nucléaire est de concevoir d'emblée toutes les parties et dispositions de l'installation de telle façon que soient empêchées autant que possible des perturbations en cours d'exploitation dont pourrait résulter une réaction en chaîne non contrôlée avec le danger d'une poussée brutale de puissance. En outre, on prévoit le nécessaire pour compenser immédiatement, à tout moment, tout excès de réactivité par les propriétés auto-limitatives du réacteur, et des dispositifs de réglage et de contrôle qui bloquent immédiatement toute excursion de puissance inattendue et ramènent le réacteur dans une condition sûre de fonctionnement.

2.1. Conception du cœur du réacteur

2.1.1. Réactivité excédentaire

Le cœur du réacteur est conçu avec un excédent de réactivité, qui dépend du type de réacteur, de la puissance et du burn-up à atteindre, et qui suffit pour couvrir les pertes de réactivité au cours de l'exploitation et pour subvenir à tout moment à la puissance demandée.

A tout régime de fonctionnement et en cas de perturbation, la réactivité excédentaire peut être compensée et le réacteur rendu et maintenu dans un état sous-critique. On emploie dans ce but généralement des absorbants de neutrons, sous forme de barreaux (barreaux de réglage, de trimming et de déclenchement), ou accessoirement des poisons neutroniques solides, amovibles ou combustibles, ou aussi des poisons neutroniques liquides.

En vue de la conception du réacteur et des dispositifs de compensation de la réactivité excédentaire, on dresse un bilan de la réactivité, où sont indiquées les différentes quantités de réactivité qui se produisent en fonction des variations des données physiques de l'exploitation et de la composition du combustible nucléaire au cours de l'exploitation. Ce bilan de la réactivité constitue la base du calcul de la réactivité de déclenchement qui est nécessaire pour pouvoir déclencher en sécurité le réacteur quel que soit son régime et, en cas de perturbation, pour le maintenir dans un état sous-critique.

2.1.2. Réactivité de déclenchement

Les dispositifs de déclenchement du réacteur sont conçus de telle façon que le réacteur, dans n'importe quelle condition de fonctionnement imaginable, puisse avec certitude être ramené et maintenu dans un état sous-critique, même en cas de non-fonctionnement du barreau absorbant le plus efficace ou d'un des dispositifs de déclenchement usuels. La valeur de la réactivité de déclenchement est déterminée expérimentalement pendant la période de mise en service. La conception du système de déclenchement est telle que le réacteur peut être déclenché avec certitude dans toutes les conditions d'exploitation anormales imaginables.

2.1.3. Taux de réactivité

Les réactivités maximum des éléments de combustible, des barreaux absorbants et des autres dispositifs usuels de réglage de la puissance, ainsi que les vitesses avec lesquelles ces réactivités peuvent être introduites dans le réacteur, sont limitées de telle façon que ni une fausse manœuvre ni un défaut de fonctionnement des organes de manœuvre, de contrôle et de réglage ne puissent conduire à une excursion de puissance susceptible d'endommager l'installation ou de constituer un danger pour le personnel d'exploitation.

2.1.4. Coefficients de réactivité

La réactivité du cœur du réacteur dépend de grandeurs physiques de l'exploitation (pression, température, teneur en bulles de vapeur) qui peuvent varier pendant l'exploitation. La variation de réactivité par unité de variation d'une des grandeurs physiques est exprimée par le coefficient de réactivité correspondant. On parlera ainsi du coefficient de température du combustible (coefficient de Doppler) et du modérateur, du coefficient de pression et du coefficient de bulles. De l'ensemble de ces coefficients dépend, en principe, le coefficient de puissance de la réactivité.

Une variation d'une grandeur physique de l'exploitation se traduit par une variation immédiate ou retardée de la réactivité. Une grande importance pour la sécurité du réacteur en ce qui concerne les excursions de puissance revient donc aux coefficients de réactivité à action immédiate. C'est principalement le cas du coefficient de Doppler, qui est toujours négatif, et qui indique la diminution de réactivité par degré d'augmentation de température du combustible.

Lors de l'établissement du projet, on examine l'efficacité des coefficients de réactivité au cours de l'exploitation, en imaginant toutes les perturbations possibles, en ce qui concerne le réglage et le contrôle de l'installation. Le réacteur est conçu de telle façon que des fluctuations divergentes ou continues de la puissance ne puissent se produire, et qu'en cas d'excursion de puissance, l'effet des coefficients de réactivité agisse à tout moment dans le sens d'une diminution de la réactivité.

2.2. Conception du contrôle du réacteur

Dans un poste central de commande, des commandes manuelles permettent de mettre en marche, d'arrêter et de maintenir à une puissance désirée le réacteur. Ces commandes utilisent des systèmes électromécaniques ou hydrauliques, dont la fonction consiste à introduire des absorbants de neutrons, comme des barreaux absorbants, ou des poisons neutroniques fluides dans le réacteur, ou de les en retirer. Ces organes de contrôle sont conçus de façon à exclure tout taux de réactivité positif inadmissible (voir 2.1.3.). La quantité de réactivité ou le taux de réactivité pouvant être introduit dans le réacteur par l'action simultanée des organes de contrôle est limitée (voir 2.1.3.). Le système de contrôle est verrouillé pour éviter un apport simultané de réactivité par d'autres organes de contrôle, et aussi pour empêcher tout apport de réactivité lorsque la puissance a déjà dépassé sa valeur nominale, ou lorsque les indications des indicateurs de puissance ne sont pas concordantes.

2.3. Conception du réglage du réacteur

La puissance du réacteur peut être réglée automatiquement dans les limites d'une plage de puissance qui dépend du type du réacteur et de la conception de l'équipement de réglage. La marche à puissance constante est obtenue, selon le type du réacteur, au moyen

d'absorbants de neutrons (barreaux de contrôle, poisons neutroniques liquides), ou par modification d'une grandeur physique d'exploitation (par exemple, la teneur en bulles de vapeur), ou encore par modification de la quantité de combustible.

Le réglage du réacteur est conçu pour s'opposer aux fluctuations de puissance qui accompagnent les variations de réactivité que l'exploitation rend inévitables (fluctuations de la charge du réseau, variations de débit du réfrigérant, etc.) et d'amortir ces fluctuations de puissance de façon à exclure toute condition de fonctionnement comportant quelque risque.

Le réglage est subordonné automatiquement au système de contrôle dès l'instant où l'écart entre la puissance de consigne et la puissance momentanée dépasse une tolérance fixée par le projet. Dès lors, le réglage ne peut être réenclenché que lorsque la puissance instantanée est redevenue égale à la consigne. L'apport de réactivité par le réglage est interrompu automatiquement dès l'instant où la puissance dépasse d'une certaine tolérance la puissance nominale.

2.4. Conception des dépôts de combustible

Les dépôts de combustible neufs et usagés sont conçus de façon telle que la quantité maximum de combustible qu'il est possible d'y loger ne puisse jamais devenir critique, ni en exploitation normale, ni en raison d'anomalies imaginables.

3. La sécurité par une surveillance appropriée

Les installations et dispositifs de surveillance du fonctionnement du réacteur et des installations nucléaires et conventionnelles susceptibles d'influencer le réacteur garantissent une information complète et continue du personnel d'exploitation sur les conditions de marche de l'installation, et donnent en temps utile l'alerte en cas de conditions anormales et dangereuses. En outre, le réacteur est déclenché automatiquement au bout d'un temps très court dans le cas de l'apparition d'une condition dangereuse à laquelle une intervention du personnel n'aurait pas mis fin immédiatement.

3.1. Surveillance nucléaire du réacteur

Le réacteur est équipé d'un système de mesure qui mesure à tout moment la densité du flux de neutrons et la période de réaction, et qui enregistre, au poste de commande, les valeurs mesurées. La conception du système et les verrouillages spéciaux sont conformes au principe que le personnel ne peut pas mettre le réacteur en marche ni augmenter sa puissance aussi longtemps que la puissance et son allure dans le temps ne sont pas connues avec certitude.

Ce système de surveillance est conçu de telle façon qu'aucune condition d'exploitation dangereuse ne puisse se produire, et que le réacteur est déclenché en cas de non-fonctionnement de certains instruments de mesure ou de connexion. Une source spéciale de courant électrique, indépendante des interruptions éventuelles du réseau, alimente ce système.

L'emplacement et le nombre des capteurs de mesure sont tels que la densité du flux de neutrons est mesurée dans toutes les régions du cœur du réacteur, et ce depuis l'état sous-critique jusqu'à la puissance nominale. Les instruments sont donc subdivisés en un nombre approprié de plages de mesure, et des verrouillages obligent le personnel d'exploitation à veiller que soit toujours enclenchée la plage de mesure qui permet une lecture

bien visible de tous les instruments indicateurs. Dans le cas où les indications d'une série d'instruments asservis à cette chaîne de connexion logique ne se situent pas dans la plage de mesure appropriée, il est impossible d'augmenter la puissance.

3.2. Surveillance des données d'exploitation conventionnelles

Les données conventionnelles importantes: pressions, températures, débits de réfrigérant, niveau d'eau, etc., ainsi que la position des barreaux absorbants, sont constamment affichées et enregistrées au poste de commande; le personnel d'exploitation est donc informé en permanence sur les conditions de fonctionnement. La nature et l'importance de ce système de surveillance dépendent du type du réacteur et de l'importance respective des variables. Certaines grandeurs physiques sont réglées sur une consigne constante. La sécurité du système est assurée entre autres par des capteurs parallèles de chaque grandeur physique.

3.3. Signalisation de conditions anormales

Des conditions anormales sont signalées optiquement et généralement aussi par des signaux acoustiques. A cette fin, les systèmes de mesure des différentes grandeurs physiques comportent des contacts de limites, qui donnent une impulsion au système d'alerte lorsqu'une valeur minimum n'est pas atteinte ou une valeur maximum est dépassée. Des modifications de connexions sont également signalées ainsi au poste de commande.

3.4. Système de sécurité du réacteur

Le réacteur est protégé par un système qui le déclenche, indépendamment de la vigilance du personnel d'exploitation, en cas de conditions anormales, et qui provoque des mesures subséquentes pour ramener l'installation dans un état non dangereux. Ce déclenchement d'urgence est réalisé au moyen d'absorbants de neutrons, généralement par des barreaux absorbants qu'une énergie potentielle toujours disponible (hydraulique, pneumatique, mécanique ou gravitationnelle) peut introduire dans le réacteur dès qu'elle est libérée sous l'impulsion d'un des capteurs de mesure du système de sécurité.

Le schéma électrique du système de sécurité est tel que les mesures nécessaires, selon la gravité de la perturbation, sont réalisées avec un degré élevé de certitude. L'emploi de schémas logiques élimine la possibilité qu'une manœuvre nécessaire ne soit pas exécutée en raison d'un défaut du système; d'autre part, des interruptions non nécessaires de l'exploitation sont évitées autant que possible. Le système est alimenté par une source de courant électrique indépendante. Lorsqu'un certain nombre de canaux du système selon la nature du schéma logique, ne sont plus sous tension, le réacteur est déclenché.

Le système de sécurité du réacteur comporte des schémas de mesure qui permettent de tester à tout moment l'aptitude au fonctionnement du système et de déceler des éléments défectueux.

IV — COMPORTEMENT THERMODYNAMIQUE ET TECHNOLOGIQUE DE LA CHAUDIERE NUCLEAIRE

1. Introduction

La chaudière nucléaire des réacteurs de puissance dits « éprouvés » (réacteurs à eau et réacteurs à gaz) se différencie du générateur de vapeur classique par le fait qu'elle est, en général, constituée de deux circuits distincts. Le premier circuit est un circuit fer-

mé, dit « circuit primaire » destiné à extraire la chaleur du cœur du réacteur et à transférer à un échangeur de chaleur, lequel produit la vapeur alimentant la turbine. Le circuit contenant la vapeur est dit « circuit secondaire ». La seule exception à cette règle est le réacteur à eau bouillante à cycle direct qui produit de la vapeur autour des éléments de combustible nucléaire et envoie cette vapeur dans la turbine où s'effectue le travail utile.

La chaudière nucléaire est constituée de la façon suivante :

— Un caisson ou une cuve étanche contient le combustible nucléaire et le fluide (eau ou gaz) servant à extraire la chaleur. La pression de fonctionnement varie d'après les types de réacteurs de 15 à 150 kg/cm².

— Le combustible nucléaire consiste, dans la plupart des cas, en tubes métalliques contenant la matière fissile (uranium métallique ou oxyde d'uranium). Dans ces barreaux de combustible est produite la chaleur utile de l'installation.

— Cette chaleur est extraite par un fluide (gaz carbonique ou eau lourde ou légère) qui s'échauffe au contact des parois et transfère sa chaleur à un échangeur servant de générateur de vapeur. Ce fluide circule dans le circuit primaire sous l'action de pompes ou de soufflantes, sans contact direct avec la vapeur du circuit secondaire. De cette circulation en circuit fermé il ne résulte donc aucune activation, ni radiation du circuit secondaire. La seule exception en la matière est représentée par le réacteur à eau bouillante à cycle direct dont la vapeur produite autour des éléments est la même que celle amenée dans la turbine. Cependant, l'expérience, tant à petite échelle qu'à grande échelle, a démontré que l'activation et le rayonnement, résultant du fait que c'est la vapeur produite dans le cœur du réacteur qui passe dans la turbine, étaient très réduits et ne causaient de problème ni en exploitation, ni lors des révisions périodiques de la turbine.

Les dispositifs de chargement et de déchargement du combustible sont liés de façon intime au circuit primaire et sont conçus de façon à pouvoir manutentionner le combustible tant avant qu'après irradiation. Il s'agit, dans le cas des réacteurs à eau, d'une piscine surmontant le réacteur et susceptible d'être entièrement remplie d'eau qui sert de blindage lors des manipulations de combustible irradié. Dans le cas des réacteurs refroidis au gaz, les dispositifs de déchargement actuels permettent d'effectuer les opérations de chargement de combustible pendant le fonctionnement du réacteur à pleine puissance.

2. Caractéristiques du circuit primaire

Les matériaux du circuit primaire diffèrent selon le type de réacteur. Les cuves des réacteurs à eau sont construites actuellement en acier, tandis qu'elles le sont soit en acier soit en béton précontraint pour les réacteurs à gaz. Le choix et la mise en œuvre des matériaux des cuves ou caissons sont établis en tenant compte des caractéristiques propres à chaque type de réacteur (pression, température, compatibilité des matériaux en présence) dans les conditions de fonctionnement tant normales qu'anormales. Il en est de même pour les pièces internes à la cuve (grilles de support du combustible ou du modérateur, écrans, tubes d'accès, etc.).

La matière fissile est actuellement mise en œuvre sous forme métallique ou sous forme céramique (oxyde d'uranium). L'oxyde est utilisé tant pour les réacteurs à eau que pour les réacteurs à gaz et le métal pour une fraction importante des réacteurs à gaz. C'est au sein même du réseau cristallin de la matière fissile métallique ou céramique

qu'est maintenue la quasi-totalité des produits radioactifs résultant de la fission. La matière fissile est insérée dans des gaines constituées soit d'acier inoxydable, soit d'alliages de zirconium ou de métaux légers, dont la compatibilité avec la matière fissile et avec le fluide d'extraction de chaleur est assurée. Le combustible gainé se présente actuellement le plus fréquemment sous forme de barreaux et la chaleur qui y est produite est évacuée à travers la surface de la gaine vers le fluide primaire (eau ou gaz carbonique) circulant à vitesse élevée.

L'ensemble formé par le barreau refroidi par le débit du fluide primaire qui l'entoure constitue la *cellule élémentaire de production et d'extraction de chaleur* du réacteur. Le choix des matériaux de cette cellule et de ses conditions de fonctionnement sont le résultat de travaux théoriques et expérimentaux de ces deux dernières décennies. Le problème principal à résoudre était l'établissement de la quantité de chaleur susceptible d'être extraite d'une cellule donnée et assurer la tenue sous irradiation de cette cellule productrice de puissance pendant une durée aussi longue que possible.

Le problème était conditionné par la possibilité d'extraire la chaleur de la cellule sans qu'il ne résulte pour celle-ci des températures, des tensions ou des déformations qui ne soient compatibles avec les matériaux mis en œuvre. Quoique les problèmes posés diffèrent selon qu'il s'agit d'un réacteur à gaz ou d'un réacteur à eau pressurisée ou à eau bouillante, des solutions adaptées à chaque type ont été mises au point.

Alors que la puissance que l'on pouvait initialement extraire d'une cellule donnée n'était qu'assez faible et que la durée d'irradiation de cette cellule restait limitée, l'amélioration des propriétés des matériaux et de leurs techniques de mise en œuvre, la meilleure connaissance de leur comportement, l'expérience acquise dans les conditions de transfert de chaleur en surface et de circulation du fluide primaire ont permis d'augmenter tant la puissance pouvant être extraite par cellule que la durée de séjour dans le réacteur.

D'autre part, la théorie et l'expérimentation en physique neutronique ont permis la détermination plus précise des répartitions de flux et donc de puissance dans l'assemblage de cellules qui forme le cœur de tout réacteur. Le comportement dynamique du réacteur et les conséquences neutroniques de l'irradiation prolongée du combustible ont fait l'objet de nombreux travaux théoriques et expérimentaux.

De l'ensemble des données accumulées sur l'extraction de la puissance thermique produite dans la cellule et sur la répartition de puissance dans les vastes assemblages de combustible constituant les cœurs de réacteurs, il est résulté que la détermination des conditions de travail du combustible tout au long de sa vie dans le réacteur est actuellement bien établie. Les répartitions de température, de débit, de pression, de tensions dans les matériaux sont donc connues et la tenue mécanique, de même que l'intégrité des matériaux de construction, peuvent être assurées.

La *circulation du fluide* extrayant la chaleur dégagée dans les barreaux de combustible est assurée par des pompes ou soufflantes. Des dispositions particulières sont prises pour que cette circulation se maintienne, même lors d'anomalies de fonctionnement, afin qu'il n'en résulte pas de températures ou de tensions excessives.

Il convient de noter que, dans le calcul et le dessin d'un réacteur et en particulier de son circuit primaire, il est tenu compte de toutes les valeurs de pression, de température, de tension, de débit, etc. susceptibles de se produire, tant en fonctionnement normal que lors d'anomalies de fonctionnement. Les calculs d'établissement sont basés non seulement sur la valeur nominale assignée à chaque paramètre, mais également sur les incertitudes

pouvant affecter chacun de ces paramètres. L'on peut ainsi avoir la certitude que des valeurs excessives, particulièrement de température ou de pression, n'entraînent pas un échappement de produits activés.

Indépendamment des précautions prises dans le choix des matériaux et dans la détermination de leurs conditions de fonctionnement, il est prévu, dans tous les réacteurs, que les *circuits d'extraction de chaleur* existent en plusieurs unités fonctionnant en parallèle, ceci afin d'éviter qu'une difficulté, survenant dans l'un de ces circuits, empêche d'extraire la chaleur qui continuerait à être produite par le combustible.

Les *différents dispositifs d'arrêt* du réacteur sont également prévus en multiples exemplaires fonctionnant en parallèle afin d'assurer l'arrêt de l'installation même en cas de défectuosité de l'un des dispositifs.

Dans l'agencement des composants du cœur et des circuits de refroidissement du réacteur, il est toujours fait choix de dispositions telles que la *stabilité* du réacteur soit assurée.

3. Comportement

A toute condition de fonctionnement d'un réacteur correspond un régime de température dans les parois de la cuve, dans le réfrigérant, dans le modérateur et dans le combustible, dont il convient de s'assurer qu'il est compatible avec les matériaux tels qu'ils sont mis en œuvre. Quoique les réacteurs constituent des appareils permettant de produire de très fortes quantités de chaleur dans des volumes réduits, leur comportement est *inhéremment stable*, c'est-à-dire que, même en l'absence de toute intervention extérieure, une augmentation de température entraîne comme conséquence une réduction de la puissance produite. Cette stabilité inhérente est donc une propriété intrinsèque du réacteur qui est ainsi un dispositif dont le niveau de puissance suit et s'adapte à la charge qui lui est demandée. Aussi, une fois le réacteur amené à la puissance désirée, est-il possible de le faire fonctionner sans modifier la position des barres de contrôle, les caractéristiques nucléaires inhérentes du système permettant l'adaptation automatique de la puissance produite à la puissance demandée.

Les barres de contrôle assurent les fonctions de pilotage (réglage du niveau de puissance) et la sécurité. Elles servent également à la reprise des effets de réactivité à long terme (dus à l'épuisement en combustible et à la présence de produits de fission) et au maintien du régime de températures du réacteur dans des limites acceptables quel que soit le niveau de puissance.

Indépendamment de l'aspect inhéremment stable du comportement d'un réacteur, sa sécurité repose également sur les *dispositifs automatiques* de contrôle de la puissance, de réduction de celle-ci en cas de besoin et, éventuellement, d'arrêt complet de l'installation. Ces dispositifs ont leur source tant à partir de données purement nucléaires (flux neutroniques ou flux gamma) qu'à partir de données classiques de température, de pression ou de débit.

Les *procédures de conduite* du réacteur sont établies de façon telle que les régimes de températures soient respectés quel que soit le niveau de puissance.

Lors du *fonctionnement normal* à pleine puissance d'une installation nucléaire, le régime de température qui s'établit permet, compte tenu des incertitudes des calculs,

de faire fonctionner les différents matériaux dans des conditions assurant leur tenue dans le temps. Lors de l'apparition de *conditions anormales* de fonctionnement du réacteur, c'est-à-dire de conditions qui risquent de faire atteindre à certains constituants des conditions de travail menaçant leur intégrité, il est prévu des dispositifs de mesure permettant l'arrêt ou la réduction de puissance de l'installation avant qu'un défaut quelconque dans l'intégrité de l'ensemble n'ait la possibilité de survenir. Ainsi, un arrêt simultané de toutes les pompes ou soufflantes assurant la circulation du réfrigérant du circuit primaire entraîne comme conséquence l'introduction de toutes les barres d'arrêt, de façon à ce qu'en aucun point du réacteur n'apparaissent des températures excessives, des variations de températures contre-indiquées ou des tensions thermiques capables d'endommager certains constituants. La chaleur résiduelle résultant de la décomposition des produits de fission peut être éliminée dans tous les cas au moyen du circuit de refroidissement fonctionnant sans l'aide de source de puissance extérieure à la centrale (inertie des pompes, moteurs auxiliaires avec alimentation autonome, circulation naturelle).

Bien qu'il s'agisse d'un incident majeur, la perte de la pressurisation interne de la cuve (pression d'eau ou pression de gaz) est considérée dans les dessins et calculs d'établissement de la centrale. Des dispositifs sont prévus en vue d'assurer le refroidissement de la condensation du fluide primaire qui s'échapperait et, même après la perte de pression, l'évacuation de la chaleur résiduelle des éléments de combustible.

Il convient de noter que la perte totale de pression, et surtout la perte rapide de cette pression sont des éléments hautement improbables, et que les cuves de pression, tout comme les enceintes en béton précontraint, sont considérées comme des installations de très haute fiabilité.

A l'intérieur du circuit primaire, la possibilité qu'une rupture de gaine de combustible entraîne une contamination de l'ensemble du circuit est examinée dans tous les dessins du réacteur comme un incident susceptible de survenir. Ainsi qu'il a été dit plus haut, le choix des matériaux de combustible est tel que la compatibilité entre ces matériaux et le réfrigérant est assurée. En outre, des expériences effectuées sur des gaines intentionnellement défectueuses ont montré que la quantité de produit de fission ou de combustible susceptible d'être entraînée dans le circuit primaire était très faible. Cette constatation a d'ailleurs été confirmée par l'expérience d'exploitation acquise sur de nombreux réacteurs de puissance répartis dans le monde.

4. Contrôle des matériaux et contrôle des fabrications

Pour tous les éléments entrant dans l'enceinte primaire et soumis à irradiation, de nombreux essais de comportement des matériaux, dans les conditions normales ou même anormales de fonctionnement, ont été effectués. Il s'agit principalement de tenue sous irradiation des combustibles, des matériaux de gainage, du modérateur, des éléments constitutifs des barres de contrôle et des éléments de structure susceptibles d'être soumis à une certaine corrosion par le fluide primaire. Ce sont les résultats de tels essais combinés avec la connaissance des matériaux obtenue par des expériences sans radiation qui permettent d'établir le choix du domaine d'emploi des matériaux satisfaisants aux impératifs du circuit primaire.

Pour tous les matériaux entrant dans le circuit primaire, il est effectué une inspection soignée de la qualité du matériau brut avant la mise en œuvre. Cette inspection est

Depuis 8 ans de fonctionnement aucune défaillance de gainage n'a entraîné, dans un réacteur pressurisé, le retrait d'un assemblage de combustible. Cette performance est la conséquence de multiples précautions:

- Etude de la tenue mécanique de la gaine en température aux effets de fatigue,
 - Liberté du gainage vis-à-vis du matériau combustible,
 - Contrôle préliminaire permettant d'éliminer les crayons fuyards (moins de 1 pour mille),
 - Essais d'irradiation des crayons prototypes
- ceux gainés acier 348 ont été irradiés à 30.000 MWj/t sans défaut visible
 - ceux gainés zircaloy l'ont été à 37.000 MWj/t. Or le taux d'irradiation prévu n'est au maximum que de 24.000 MWj/t (SENA et KBWP).
- Chimie de l'eau: moins d'un ppm d'oxygène et de chlorures dans l'eau; cela suffit, comme l'ont montré de nombreux essais en pile, à rendre inexistante toute corrosion des gaines par l'eau. La pureté de l'eau est suivie par mesure du pH et par des prélèvements réguliers.

2.1.2. *Gaines alliages magnésium*

Ces gaines absorbent relativement peu les neutrons mais résisteraient mal à la corrosion par l'eau. Aussi conviennent-elles aux réacteurs à uranium naturel et à gaz. Le magnésium est le métal de base avec addition de 1 % d'aluminium (magnox anglais) ou de 0,5 % de zirconium (gaines françaises).

Ces alliages sont au point: leur tenue à la corrosion a été vérifiée à plus de 500° C, alors que la température normale de fonctionnement est partout inférieure à 445° C. Ces gaines sont liées au matériau combustible et suivent ses déformations d'origine thermique ou nucléaire, par fluage progressif sans rupture.

Pour ces gaines aussi, des essais préliminaires permettent d'éliminer les unités défectueuses: au début 1 sur 10.000, maintenant 1 sur 30.000.

Ainsi, en fonctionnement normal, l'enceinte n° 1, la gaine du combustible, est absolument sûre et le combustible irradié y reste confiné.

Ce n'est qu'en cas de dépassement très important de température ou de choc mécanique qu'il faut envisager une rupture de cette première enceinte et la libération des produits de fission dans le circuit de réfrigération. L'opération de repérage et d'extraction de l'élément fautif fait partie des interventions de routine de l'exploitant (système de détection permettant de localiser la cartouche endommagée).

2.2. *Enceinte n° 2: Enceinte de pression*

2.2.1. *Description générale*

C'est l'enceinte principale, celle qui retient le fluide caloporteur, toujours sous pression: citons, pour fixer les idées, 10 à 60 kg/cm² dans les réacteurs à gaz, 140 kg/cm² dans les pressurisés et 70 kg/cm² dans les bouillants.

Cette enceinte est généralement en acier, quelques fois en béton précontraint, doublé d'une peau d'étanchéité en acier.

L'enceinte comprend:

— Un grand caisson contenant le cœur, ou exceptionnellement des tubes de force traversant le cœur.

— Des échangeurs de température reliés à la cavité par des tuyauteries.

2.2.2. Caisson

Le caisson est de grande taille. Il est soumis à des conditions sévères de fonctionnement. Aussi fait-il l'objet de soins particuliers:

— choix du métal ou calcul détaillé des câbles de précontrainte.

— *contrôle* des soudures par gammagraphie pour les caissons en acier.

— *essais de pression*.

Les caissons (ou les tubes de force) des réacteurs en service ont été essayés à une pression p_e nettement supérieure à celle de fonctionnement p_f comme le montre le tableau suivant:

Type	caisson	désignation	nombre	p_e/p_f	Observations
gaz	acier	Anglais	7	1,61 à 1,67	sauf Calderhall (1,30)
	acier	Français	2	1,42 à 1,48	
	acier	Latina	1	1,52	Expérience de Latina
	acier	Tokay Mura	1	1,12	
	béton	Anglais	2	1,25	
		Français	2	1,60	
PWR	acier		14	1,8	
BWR	acier		12	1,7 à 2,0	(Nota)

Nota: sauf Big Rock Point essais à $p_e/p_f = 2,42$. Le caisson était le premier à employer l'acier SA 302 B.

Dans les séries actuellement en construction, compte tenu de l'expérience, on se contente d'essayer les caissons à une pression plus faible.

Une autre méthode utilisée pour le béton précontraint en particulier consiste à monter en pression une maquette jusqu'à fissuration; par exemple, une maquette de BUGEY I s'est fissurée à $p_e = 3,1 p_f$; encore la lèvre s'est-elle refermée après décompression.

Dans le cas de tubes de force traversant le cœur, on s'attache à ce que le métal réponde bien aux caractéristiques imposées. Dans les tubes en zircaloy d'EL 4, les contraintes calculées sont inférieures à $12,6 \text{ kg/mm}^2$ en fonctionnement normal, à 17 kg/mm^2 en cas d'explosion d'un autre tube. Les lingots de zircaloy ont tous été essayés à la traction: la rupture n'eut lieu qu'entre 50 et 60 kg/mm^2 .

— Ecrans aux radiations

Les possibilités de fragilisation par effet Wigner et les contraintes internes par absorption γ sont rendues négligeables par l'adjonction d'écrans entre le cœur et le caisson.

Dans le cas des caissons en acier, des précautions sévères sont prises pour éviter les températures de ductilité nulle, soit à la montée, soit à la descente en pression et en température.

— *Isolation thermique*

S'il s'agit de caisson en béton, celui-ci est protégé par un isolant thermique. Ces isolants sont déjà utilisés et sont efficaces. Les études encore en cours ont pour but de diminuer leur coût. Un système de réfrigération est mis en place derrière l'isolant (EDF, EDF 4, OLD BURY, WYLFA).

— *Corrosion*

Dans les réacteurs à eau, le caisson est revêtu intérieurement d'acier inoxydable. On tient compte de la corrosion dans les calculs. Celle-ci est d'ailleurs réduite à rien, on l'a vu, par un traitement chimique de l'eau (oxygène et chlorures).

2.2.3. *Echangeurs de chaleur*

C'est une partie purement conventionnelle. Echangeurs et collecteurs sont identiques à ceux d'une centrale thermique habituelle. Aucune rayonnement ne peut être accusé de pouvoir mettre en défaut l'expérience importante acquise dans le domaine conventionnel.

2.2.4. *Sûreté*

En conclusion, l'enceinte de pression est telle qu'elle se suffit à elle-même et que les produits de fission dangereux sont, même en cas d'élévation accidentelle de la température, confinés à l'intérieur de cette enceinte.

Aucun caisson de pression ne s'est jamais fissuré en cours de fonctionnement.

2.3. *Enceinte n° 3: Enceinte étanche*

2.3.1. *Description*

On a vu que l'enceinte de pression se suffit à elle-même. Mais tant que les centrales atomiques n'auront pas une expérience jugée suffisante, on ne pourra pas écarter complètement l'idée d'une rupture d'un organe du circuit primaire.

Cette rupture entraînerait peut-être des ruptures plus ou moins étendues des gaines sous l'effet des chocs thermiques et mécaniques; donc le fluide qui s'échapperait dans les locaux et au-dehors de ceux-ci deviendrait contaminé. D'où l'idée d'une 3^e enceinte, suffisamment grande, destinée à contenir le fluide pollué.

La taille du réacteur peut rendre excessives les dimensions d'une enceinte; on limite alors volontairement les performances du réacteur de façon que l'élévation accidentelle de température n'entraîne ni la fusion, ni la combustion des gaines, ne provoquant donc qu'un dégagement progressif de gaz non pollué.

Si, par contre, les performances du cœur sont suffisamment poussées pour que le risque de fusion des gaines existe, on enferme l'ensemble du circuit de fluide caloporteur dans une enceinte étanche. Celle-ci est confondue avec le gros caisson de pression contenant des circuits à échangeurs intégrés.

6 réacteurs refroidis au gaz sur 24 ont une enceinte étanche
22 réacteurs bouillants sur 24 ont une enceinte étanche
19 réacteurs pressurisés sur 21 ont une enceinte étanche
14 réacteurs refroidis à D²C sur 15 ont une enceinte étanche

Les exceptions sont les grands réacteurs gaz graphite de la 1^e génération et quelques réacteurs à eau implantés en U.R.S.S.

2.3.2. Montée en pression

La pression maximale d'accident (p_a) est calculée dans les *pires* hypothèses: fusion du cœur, évaporation totale des liquides... Cette pression d'accident est très variable d'un réacteur à l'autre: 1,5 à 4 kg/cm² et même plus (Bouillant de KAHL).

La probabilité d'atteindre p_a dans l'enceinte est quasi nulle. Cependant, l'enceinte est essayée à une pression p_e égale ou supérieure à p_a . Aux USA $p_e = p_a$. Mais les Européens sont en général encore plus prudents comme le montrent les valeurs de p_e/p_a suivantes:

1,0 pour EDF	1 (France)
1,2 pour EL	4 (France)
1,25 pour BR	3 (Belgique)

2.3.3. Tenue en pression

L'enceinte tient donc, même en cas d'accident catastrophique. Si dans ce cas, malheureusement, la contamination des locaux est inévitable, du moins les produits de fission ne sont-ils pas répandus à l'extérieur du bâtiment réacteur.

On peut compter sur la décroissance en quelques heures de certains isotopes (Xétons, Kryptons) et le dépôt d'Iodes, de Baryum... sur les parois relativement froides.

Cependant, le fluide contient encore quelques heures après l'accident des corps radioactifs, en particulier des produits de fission à vie longue (les plus dangereux).

Il faut donc le garder confiné jusqu'à ce que le danger soit écarté. En fait, dans toutes réalisations industrielles, il existe des fuites qui ont lieu aux soudures, aux joints, aux traversées de tuyauteries et de câbles.

Ces fuites que l'on suppose non filtrées ont lieu à une altitude peu élevée: elles forment donc un nuage radioactif dangereux mais dans un faible rayon. Le taux de fuite admissible est celui qui permet au personnel d'évacuer sans hâte et sans danger les abords du bâtiment (100 m environ) et aux populations (à 1 km par exemple) de ne pas être évacuées pendant que l'on agit sur le fluide à l'intérieur de l'enceinte (ce qui peut demander quelques dizaines d'heures).

Ces taux de fuite admissibles sont de l'ordre de 0,5 % du volume de l'enceinte par jour.

Les enceintes sont toutes essayées à des pressions voisines de la pression d'accident. Les taux de fuite sont mesurés. S'ils sont supérieurs à ceux tolérés, on améliore les étanchéités. Certaines enceintes sont remarquablement étanches comme celles de Dresden et VBWR (0,016 et 0,02 % par jour, soit 30 et 50 fois moins que le taux de fuite toléré).

2.3.4. Décompression

Quels que soient les taux de fuite réalisés, on ne peut retenir indéfiniment le fluide sous pression dans l'enceinte, car sa radioactivité ne baisse plus après quelques heures; la contamination à l'extérieur croîtrait alors avec le temps et finirait par atteindre, même à des grandes distances, des valeurs gênantes. On a besoin, d'autre part, de pouvoir remettre la centrale en marche le plus vite possible.

Aussi fait-on baisser rapidement la pression intérieure:

— Evacuation

On évacue le fluide dans l'atmosphère par une cheminée après l'avoir filtré pour éliminer les poussières actives et les iodes. On suit le débit et par exemple la radioactivité à la cheminée. Le nuage est alors moins nocif (filtres) et surtout il est très dilué lorsqu'il retombe au niveau du sol: les populations ne reçoivent pas, même dans le cas du pire accident et dans les circonstances météorologiques les plus défavorables, une dose supérieure aux limites permises.

Ce procédé, prévu à EL 4 par exemple, n'est possible que si le fluide n'est ni liquide ni trop chaud, sinon les filtres risquent d'être moins efficaces.

— Condensation

On peut asperger le fluide d'eau froide comme dans certains PWR (SENA).

On peut aussi avoir conçu l'installation de telle manière que la vapeur d'eau issue du circuit primaire accidenté soit refroidie et condensée par barbotage dans des réservoirs toujours à moitié remplis d'eau, calculés pour que la totalité de l'énergie dégagée n'amène pas l'eau à ébullition et n'entraîne pas une surpression des réservoirs de barbotage. C'est le système de dépressurisation des réacteurs bouillants.

— Recyclage

On peut aussi refroidir et épurer le fluide en le cyclant sur lui-même à l'intérieur de l'enceinte.

Ces trois procédés peuvent être employés en même temps, ce qui accélère la baisse de pression.

Ainsi, la 3^e enceinte, enceinte étanche de sécurité, garde-t-elle les fluides contaminés pendant un temps suffisant pour que l'on puisse, sans danger ni précipitation, faire baisser la pression ou évacuer le fluide dans l'atmosphère.

VI — PROTECTION CONTRE LES RADIATIONS

I. Introduction

La protection contre les radiations auprès d'une centrale nucléaire de puissance, en fonctionnement normal ou anormal, est un des facteurs de sécurité les plus importants, vu que l'effet des radiations sur l'homme, lorsqu'elles atteignent des doses élevées, est certainement nuisible. Le dommage dépend principalement de la valeur de la dose — en rem — accumulée par le corps ou une de ses parties, et secondairement du rythme, du débit (en rem/heure) avec lequel la dose a été absorbée par l'individu pendant des mois et des années.

Pour la même partie du corps irradiée, pour la même dose et pour une distribution de l'irradiation dans le temps à peu près pareille, il n'existe pas de différence sensible de dommage selon que les radiations proviennent de l'extérieur du corps ou bien de l'intérieur.

Dans le premier cas, « l'irradiation externe » provient généralement des γ ou X , β , neutrons, dans le deuxième cas, la « contamination interne », due à l'introduction de sub-

stances radioactives dans l'organisme, produit l'irradiation in loco, généralement par l'émission de β , α , X ou γ .

S'il s'agit d'un accident auprès d'un réacteur, le dommage dépend pratiquement de la seule grandeur de la dose totale, parce qu'elle est accumulée de façon nettement prévalente dans une période au maximum — de quelques semaines, c'est-à-dire dans une période assez brève pour qu'on puisse négliger le débit de dose.

En effet, les personnes peuvent recevoir des irradiations accidentelles externes ayant une durée de quelques minutes à quelques heures (seulement les personnes en service à la centrale) ou bien elles peuvent inhaler — pendant quelques dizaines d'heures au maximum — des gaz et poussières radioactifs dans lesquels prédomine, comme produit de fission, l'iode 131 (ce qui peut arriver même aux habitants des environs de la centrale).

L'iode 131, comme on le sait, s'accumule rapidement dans la glande thyroïde, mais après, son activité décroît avec une demi-vie d'une semaine et elle se réduit donc à zéro après peu de semaines.

Les doses maximales de référence, relatives à l'accident hypothétique le plus grave, déterminées lors de l'établissement du projet d'une installation ne dépassant pas quelques dizaines de rem. Aux Etats-Unis, l'on considère des doses allant jusqu'à 300 rem, mais les calculs sont établis sur des hypothèses extrêmement pessimistes et sont relatifs uniquement à l'irradiation de la glande thyroïde et seulement pour un petit nombre de personnes dans les alentours du réacteur.

Les mesures et les instruments de sécurité contre les radiations et la dispersion de matières radioactives sont de plusieurs types. On utilise des instruments qui mesurent directement ou indirectement la grandeur des instruments d'information ou d'alerte, des appareillages et des outillages d'intervention automatique ou manuelle, des écrans et des enceintes (étanches ou à fuite contrôlée).

Ces mesures et moyens ont été illustrés dans la plupart des chapitres précédents: il sera suffisant ici donc de mentionner seulement les aspects spéciaux qu'ils présentent en rapport avec la protection des personnes.

2. Protection à l'intérieur de la centrale

2.1. *Les instruments de mesure et d'information* optique et acoustique qui intéressent directement la protection sont ceux qui contrôlent le niveau de radiation gamma et le niveau de contamination.

Ces instruments sont disposés un peu partout, soit dans le cœur et dans les circuits primaire et secondaire, soit dans les différents milieux de la centrale, où il existe une probabilité bien que minime de présence de radiation ou de contamination.

En plus des contrôles d'ambiance fixes, enregistrés sur diagramme, le débit de dose de radiation auquel les personnes sont soumises et la dose qu'elles accumulent sont mesurés moyennant des dosimètres individuels, pour gammas et neutrons, ainsi que des détecteurs portatifs.

La contamination éventuelle d'autre part est contrôlée à l'aide d'appareils enregistreurs β et α appliqués à l'installation et au milieu, ainsi que de mesures périodiques effectuées sur les personnes, directement (par exemple sur la thyroïde) ou indirectement (comme les analyses radiométriques des urines).

2.2. *Les appareillages d'intervention* sur le cœur du réacteur et sur les installations connexes sont actionnés sur la base de mesures provenant de plusieurs canaux indépendants qui ont à l'origine les instruments dont on a fait mention au point 2.1. précédent.

Ils sont à même de limiter en particulier la puissance du réacteur jusqu'à l'annuler complètement, de renouveler en partie les fluides circulants, d'en augmenter le degré de purification (à l'aide de filtres pour les gaz et les poussières, à l'aide d'échangeurs ioniques ou procédés chimiques appropriés pour les liquides) ou enfin de limiter le fonctionnement de certaines machines, comme par exemple celle de chargement et déchargement des éléments de combustible.

2.3. *Sur les écrans et les enceintes*, comme il est amplement exposé au chapitre V — il suffirait ici de rappeler en particulier les appareillages de fuite contrôlée — dans les conditions normales et dans le cas d'accident — des effluents radioactifs gazeux par la cheminée de la centrale. Dans certains cas, ils commandent l'insertion des filtres dans les circuits de rejet et assurent la mesure continue du débit et de l'activité spécifique.

Ces appareillages peuvent être considérés comme une application du critère — déjà mentionné dans les généralités — d'admettre des accidents limités, avec une certaine probabilité, mais d'exclure la probabilité la plus petite d'un accident catastrophique.

3. Protection à l'extérieur de la centrale

La protection à l'extérieur de la centrale est également développée auprès de la population, soit dans la situation normale, afin de confirmer l'absence d'une contamination notable du milieu, soit dans la situation d'accident, même petit, afin de réduire au minimum les dommages aux personnes et aux choses.

3.1. *Une étude préliminaire du site* est effectuée, généralement avec la collaboration de spécialistes en écologie. On étudie les caractéristiques géographiques, géologiques, météorologiques, agricoles et démographiques du site. Ces caractéristiques sont mises en relation particulièrement avec le déchargement des effluents radioactifs du réacteur et les chaînes alimentaires qui peuvent être éventuellement impliquées dans une contamination.

« L'exposition critique » — dont on a déjà parlé dans le chapitre des généralités — a une place prééminente dans cette étude, surtout l'exposition critique accidentelle, parce qu'elle s'identifie dans l'exposition aux radiations maximum à la suite de la fuite hypothétique la plus grave des produits de fission et pour le « groupe critique » de la population.

L'étude des caractéristiques météorologiques vise spécialement les deux ensembles typiques de conditions, statistiquement le plus probable et le plus défavorable en cas d'accidents.

3.2. *Les mesures et les contrôles* pour la protection des environs sont adaptés aux caractéristiques écologiques, déterminées sur la base de l'étude mentionnée au point 3.1. précédent.

L'exploitant de la centrale fournit des mesures et des contrôles même dans les environs, suivant les lois, les règlements et les dispositions des pouvoirs publics. Son activité se développe soit dans les conditions de fonctionnement normal du réacteur, soit en cas d'accident, avec la collaboration de tous les organismes publics intéressés.

Mais déjà dans l'installation, à l'origine de la fuite de la radioactivité, à la cheminée, dans les points de déchargement des liquides et en général à proximité du réacteur, sont installés des instruments de mesure de la radioactivité des effluents (éventuellement avec des dispositifs automatiques de blocage du déchargement) ainsi que des instruments de contrôle, avec alerte, des niveaux de radiation et de contamination du milieu.

Grâce à ces instruments, les équipes de prompt intervention peuvent agir tout de suite, lorsqu'un signe de danger se manifeste ou lorsqu'un accident, si minime soit-il, survient.

Ce soin extrême dans les mesures, les informations et les interventions, en relation avec toutes causes possibles de dommage à l'extérieur de la centrale, ne trouve généralement pas d'équivalent auprès des installations industrielles d'autre genre.

**COMITE DE LA COMMUNAUTE EUROPEENNE
DE
L'UNION INTERNATIONALE DES PRODUCTEURS ET
DISTRIBUTEURS D'ENERGIE ELECTRIQUE (UNIPED)**

Philosophie de la sécurité d'une centrale nucléaire

1. Généralités

Les risques d'origine nucléaire entraînés par l'exploitation d'un réacteur sont essentiellement liés aux rejets normaux ou accidentels d'effluents radioactifs, soit dans l'atmosphère, soit dans les rivières, dans la mer ou dans les eaux souterraines.

Dès lors, à l'exception du personnel d'exploitation qui peut être soumis à une irradiation directe lors des opérations d'entretien ou de contrôle des installations nucléaires, les risques d'origine nucléaire sont des risques indirects.

En effet, il n'y a aucun risque d'explosion nucléaire, ni d'irradiation directe pour les personnes et les biens extérieurs à la centrale, même en cas d'accident nucléaire grave.

Il n'y aura apparition d'un risque d'origine nucléaire que si des effluents radioactifs sont rejetés en quantité trop importante en dehors de l'enceinte de la centrale.

2. Fonctionnement normal

En fonctionnement normal des débits de rejet sont réglés de sorte qu'ils satisfassent aux normes en vigueur et ne présentent donc aucun danger, mais il faut quand même les considérer pour les raisons suivantes.

En effet, les « incidents » qui rentrent dans le cadre du fonctionnement normal parce qu'ils n'ont pas d'influence sur la marche de la centrale, sont bien plus probables que les accidents nucléaires graves.

Puisque la probabilité est un des facteurs du risque, les mesures administratives concernant l'entretien des dispositifs de contrôle et de réglage des rejets radioactifs, leur substitution par des opérations manuelles en cas d'avarie, les épreuves périodiques, etc. font partie de la sécurité, d'autant plus que beaucoup de ces mêmes dispositifs jouent un rôle important aussi bien en fonctionnement normal qu'en cas d'accident.

Enfin, le souci continu de la protection engendre, à tout niveau de responsabilité, un état d'esprit sensibilisé aux problèmes de la sécurité, ce qui est très important pour empêcher tout accident grave de se produire.

3. Accidents

Pour ce qui concerne les accidents, la sécurité d'une centrale nucléaire résulte du choix d'un ensemble de critères auxquels doivent se conformer la conception, la construction et l'exploitation de la centrale.

Au point de vue de la sécurité, les critères les plus importants sont ceux relatifs à l'implantation du site, aux accidents de réactivité, aux autres accidents susceptibles d'entraîner des dommages importants au cœur du réacteur et au nombre et à l'efficacité des barrières contre les effluents radioactifs.

3.1. *Implantation de la centrale*

Le choix de l'implantation de la centrale dépend du critère fondamental sur lequel est basée la sécurité de la centrale en cas d'accident.

Deux critères peuvent être retenus: soit imposer des mesures techniques et administratives pour éviter les accidents ou limiter les risques nucléaires (rejets radioactifs trop importants) en cas d'accident, soit choisir un site dont les qualités naturelles et l'éloignement des zones à forte densité de population permettent de prendre les mesures pour réduire les conséquences des accidents éventuels.

L'histoire des installations nucléaires montre une très nette évolution vers le choix du premier critère.

L'importance que l'on accordait jadis au choix d'un site intrinsèquement sûr a fortement diminué et on envisage actuellement d'implanter des centrales nucléaires à proximité de grandes villes.

En effet, on peut compenser toute situation défavorable du site par des mesures techniques de sécurité et le choix du site est aujourd'hui une question essentiellement économique.

3.2. *Accidents de réactivité*

On peut, soit rechercher une stabilité intrinsèque du réacteur, soit faire entièrement confiance à la sécurité des systèmes extérieurs de réglage du réacteur. Dans ce domaine également, une évolution se dessine.

Jusqu'à présent, la stabilité intrinsèque du réacteur était une condition impérative. Actuellement, on accorde encore beaucoup d'importance à l'effet Doppler mais on ne considère plus comme essentiel que les coefficients de température et de puissance du modérateur soient négatifs et on envisage pour les réacteurs rapides de se fier uniquement à la sécurité des réglages externes du réacteur.

3.3. *Accidents susceptibles d'endommager le cœur à l'exclusion des accidents de réactivité*

On estime, en général, qu'il faut utiliser des équipements et des systèmes de réglage d'une sécurité suffisante pour éviter tout accident susceptible d'endommager le cœur et en plus prévoir, en cas d'accident, des systèmes de sécurité qui interviennent de l'extérieur pour éviter les dommages occasionnés au cœur du réacteur.

3.4. *Nombre et efficacité des barrières contre les effluents radioactifs*

Le choix concernant le nombre et l'efficacité des barrières qui s'opposent à la fuite des substances radioactives revient en pratique à décider du type d'enceinte étanche à adop-

ter. La décision se base sur l'analyse théorique des conséquences d'un accident qu'on a envisagé par hypothèse comme le plus grave parmi les accidents techniquement imaginables, sans trop se soucier du fait que la probabilité d'un tel événement soit faible voire même tout à fait négligeable.

Par suite du choix de ces critères de conception, la sécurité des centrales nucléaires a atteint un degré tout à fait exceptionnel car, d'une part, toutes les mesures techniques sont prises pour empêcher tout accident de quelque importance de se produire et, d'autre part, on prend toutes les dispositions pour maîtriser des accidents très graves auxquels on ne croit pas.

Il en résulte que les conséquences réelles d'un accident d'origine nucléaire ont une très grande probabilité d'être nettement moins graves que celles qui ont été évaluées dans les études de sécurité et que l'estimation des risques a été systématiquement surévaluée.

Risques et accidents d'origine nucléaire des réacteurs graphite-gaz - uranium naturel

1. Introduction

L'objet de cette note est d'examiner les risques et accidents d'origine nucléaire, liés à l'exploitation d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur « Graphite-gaz ,à uranium naturel », ainsi que les mesures techniques mises en œuvre pour faire face à ces risques et accidents.

Après avoir rappelé brièvement les principes de fonctionnement d'un tel réacteur, nous examinerons les sources de dangers d'origine nucléaire en cas d'exploitation normale de la centrale et en cas d'accidents.

Nous décrirons ensuite les mesures techniques qui sont prises pour minimiser ces risques d'origine nucléaire et pour éviter la contamination des personnes et des biens extérieurs à l'installation nucléaire.

2. Principes de fonctionnement d'un réacteur graphite-gaz à uranium naturel

Le cœur du réacteur est constitué par un empilement de graphite (modérateur) percé de canaux, dans lesquels sont placés les éléments combustibles et servant au passage du CO₂ de refroidissement.

Les éléments combustibles sont constitués de tubes d'uranium métallique gainés de Magnésium à 0,6 % de Zirconium. La surface externe des gaines est constituée d'ailettes taillées dans la masse. L'élément combustible peut être nu ou tenu par une chemise cylindrique en graphite.

Le guidage et la mise en place des cartouches dans le canal ou dans la chemise sont réalisés à l'aide de centreurs de même nature que la gaine.

La manutention du combustible peut être effectuée par un grappin qui vient saisir le bouchon d'extrémité de chaque gaine ou la gorge de la chemise de graphite solidaire de la cartouche.

Le cœur est contenu dans une enceinte étanche résistant à la pression du fluide de refroidissement, c'est-à-dire le CO₂, laquelle peut varier assez sensiblement suivant les projets. La chaleur dégagée par le réacteur est transmise au CO₂ qui circule dans les canaux. Le gaz est alors dirigé vers les échangeurs de chaleur produisant la vapeur qui alimente les turbines.

Les échangeurs peuvent être placés soit à l'extérieur de l'enceinte contenant le réacteur (on est alors en présence de boucles), soit à l'intérieur (le circuit primaire est alors dit « intégré »). La circulation du gaz est assurée par des soufflantes mues, soit par des moteurs électriques, soit par des turbines à vapeur.

Le réglage et l'arrêt du réacteur sont effectués par des barres de commande. Elles contiennent un matériau absorbant les neutrons (bore). Elles sont suspendues à des treuils situés au-dessus du réacteur et leur descente s'effectue par gravité.

A ces équipements, il convient d'ajouter divers circuits auxiliaires assurant notamment les fonctions suivantes :

- régulation de pression,
- filtration du CO_2 ,
- réfrigération du réacteur à l'arrêt,
- installation production d'énergie électrique.

Il convient de remarquer que cette installation est indépendante du circuit primaire et ne contient donc pas d'éléments radioactifs.

La centrale comporte également une installation de traitement des effluents radioactifs gazeux par filtration.

3. Rejets d'effluents radioactifs en fonctionnement normal

3.1. Sources principales d'effluents radioactifs

Les sources principales d'effluents radioactifs sont les produits de fission libérés par le combustible nucléaire, les produits de corrosion du circuit primaire et les poussières pouvant être contenues dans le circuit, qui sont activés lors de leur passage dans le cœur du réacteur.

On rappelle que le CO_2 ne s'active pas sous rayonnement.

Les produits de fission sont normalement contenus dans les gaines entourant le combustible et ne peuvent diffuser dans le CO_2 que si ces gaines sont fissurées.

Les précautions prises pour éviter une contamination générale du circuit consistent à éviter toutes conditions de travail excessives du matériau de gainage et à contrôler toute rupture éventuelle d'une gaine afin d'intervenir le plus rapidement possible. Les moyens employés consistent :

- a) dans le contrôle de la réactivité pour éviter des températures et des gradients thermiques trop élevés sur les gaines,
- b) en un système de détection de rupture de gaine individualisé par canal; ce qui grâce à l'appareil de déchargement en marche permet de retirer immédiatement les cartouches de combustible défectueuses.

La corrosion des surfaces internes du circuit primaire est pratiquement nulle, la température du CO_2 n'étant pas trop élevée.

Une filtration permanente, par dérivation d'une partie du fluide du circuit primaire, limite la teneur en poussières qui pourraient s'activer.

Le contrôle des gaines permet d'éviter la pollution du CO_2 par des produits de fission en régime normal. Mais il ne faut pas qu'une dépressurisation rapide du circuit entraîne des risques de fusion des gaines. Les études et essais portent sur les moyens envisagés pour que dans le cas d'un tel accident, on ne risque pas la fusion des gaines de combustible et par là, la contamination du voisinage.

3.2. Rejet des effluents radioactifs gazeux

Rejets normaux de ventilation

La ventilation de la nef-pile contenant le circuit primaire entraîne les effluents gazeux qui pourraient provenir d'une fuite non contrôlée. L'étanchéité des pièces amovibles ou en rotation, telles que les bouchons de puits ou les arbres des soufflantes, est conçue de manière à éviter les fuites, soit par barrage d'un gaz neutre non radioactif (CO₂ propre), soit par dépression de circuit de fuite et canalisation vers la cheminée avec filtration et contrôle intermédiaire.

Rejets normaux de gaz radioactifs

Les gaz extraits des effluents primaires lors du stockage et du traitement des effluents radioactifs sont filtrés avant d'être rejetés à l'extérieur par une cheminée. Après quelques mois, l'activité qui subsiste est due principalement au krypton 85. Les résidus de filtration sont stockés.

Deux contrôles supplémentaires sont encore effectués de façon à s'assurer de l'innocuité des rejets. En premier lieu, l'activité des rejets gazeux est mesurée de façon continue à la cheminée afin de s'assurer que cette activité n'est pas trop élevée. En second lieu, des installations fixes ou mobiles de radioprotection permettent de mesurer et de contrôler l'activité du sol et de l'air à proximité de la centrale et de déceler ainsi toute augmentation de cette activité.

Dégonflage du circuit primaire

Il s'agit du rejet par les circuits de vidange ou les soupapes de sûreté de l'ensemble du gaz carbonique. Or celui-ci peut être contaminé par les produits de fission libérés par des ruptures de gaine s'ajoutant aux radio-éléments d'activation des impuretés éventuelles.

L'accident considéré, très pessimiste, suppose qu'un certain nombre de ruptures de gaine importantes (4 par exemple) coïncide avec un blocage en position ouverte des soupapes de sûreté pendant un temps donné (1 heure).

Par crainte de cet accident, les filtres absolus et les pièges à iode sur les circuits de vidanges et les soupapes de sûreté sont dimensionnés de façon à ce que les concentrations maximales admissibles pour les populations ne puissent être atteintes.

4. Rejets radioactifs par suite d'accident

4.1. Généralités

Au point de vue des risques nucléaires, trois accidents sont principalement à considérer:

- rupture d'un tube de générateur entraînant du gaz dans le circuit secondaire dans le cas où la pression de gaz est supérieure à celle de la vapeur,
- rupture du circuit primaire (accident de dépressurisation),
- interruption de soufflage.

4.2. Rupture d'un tube de générateur de vapeur

Dans le cas où la pression de CO₂ est supérieure à la pression vapeur, une rupture d'un collecteur de vapeur à l'intérieur du circuit primaire entraîne le passage du CO₂

dans le circuit secondaire jusqu'à ce que les vannes d'isolement du générateur de vapeur soient fermées.

Afin que la fermeture de ces vannes ne compromette pas le refroidissement du cœur, l'ensemble du circuit d'échange est formé de circuits élémentaires montés en parallèle. Ils sont donc indépendants et facilement isolables. Il en résulte que la fermeture de l'un d'eux n'affecte en rien le refroidissement et la pression du réacteur.

4.3. *Accidents de dépressurisation*

Les principaux risques à considérer sont les suivants:

- désorganisation mécanique des matériels,
- refroidissement insuffisant du cœur entraînant, après fusion des gaines, une libération des produits de fission s'échappant par la brèche.

L'accident de dépressurisation ne présente pas le même aspect suivant que le circuit est ou n'est pas intégré.

a) *Dans les circuits non intégrés*, on envisage la rupture d'une grosse tuyauterie de CO₂, si bien que la dépressurisation est extrêmement rapide.

Si le calcul montre que des désordres peuvent survenir sur les structures internes, on est amené, pour éviter un dégonflage trop rapide, à placer, à la sortie du caisson, des dispositifs appropriés (tuyère sonique).

Les soufflantes doivent permettre d'assurer un refroidissement suffisant du cœur à la pression atmosphérique, ce qui conduit parfois à prévoir des installations spéciales pour permettre un tel fonctionnement quel que soit le système d'entraînement.

b) *Circuits intégrés*

Le fait d'utiliser des enceintes en béton précontraint, contenant tout le circuit primaire, est une garantie supplémentaire sur la probabilité de rupture de l'enceinte, car l'expérience acquise sur les maquettes et le calcul montre que l'on dispose d'un grand coefficient de sécurité. De plus, avant la rupture, la structure passe par une phase de fissuration commençant sur la face externe de l'enceinte, ce qui permettrait d'intervenir le cas échéant. C'est ce qui explique l'intérêt de l'intégration du circuit primaire dans un caisson en béton précontraint.

Dans de tels réacteurs, le risque de fuite le plus important correspond à l'envol d'un bouchon de puits de chargement. La dépressurisation est alors suffisamment lente pour éviter des désordres sur les structures internes.

Le refroidissement du cœur à la pression atmosphérique est à assurer en secours, de la même manière que pour les réacteurs non intégrés.

4.4. *Accidents de soufflage*

Suivant le type de disposition du réacteur par rapport aux échangeurs, l'arrêt du soufflage présente plus ou moins de gravité.

La continuité du soufflage est d'abord assurée par le nombre de soufflantes (4 en général).

Lors d'un arrêt de la centrale, l'évacuation de l'énergie résiduelle est assurée:

— soit par un thermosiphon naturel, comme à EDF 2 et EDF 3, lorsque la disposition du réacteur le permet,

— soit par des soufflantes auxiliaires comme à EDF 1, soit par la continuité d'alimentation des organes d'entraînement des soufflantes. Cela exige une indépendance totale de l'alimentation des circuits de soufflage en énergie secourue. On utilise à cet effet, soit des moteurs auxiliaires, soit des chaudières auxiliaires en nombre suffisant lorsque l'organe moteur de la soufflante est une turbine.

5. Mesures techniques de sécurité prises en cas d'accident

5.1. Incidents d'exploitation

De nombreux dispositifs de sécurité sont prévus dans les centrales nucléaires pour éviter que des incidents d'exploitation ne provoquent des dégâts au réacteur.

En cas de fausse manœuvre par exemple, un certain nombre de mesures de sécurité sont prises en cascade, de façon à limiter l'incident et finalement, si tous les moyens de protection précédents se sont avérés inefficaces ou défectueux, la procédure automatique d'arrêt d'urgence est appliquée pour éviter tout dégât au réacteur et aux équipements. Parmi les principaux incidents d'exploitation examinés, signalons le retrait incontrôlé des barres de commande au démarrage et en puissance, la défaillance du circuit de contrôle, la rupture d'une tuyauterie de vapeur secondaire, les accidents de soufflage etc...

5.2. Rupture d'un tube de générateur de vapeur

La rupture d'un tube de générateur entraîne une contamination du circuit secondaire (si la pression du gaz est supérieure à celle de la vapeur) et est détectée très rapidement (dans les 30 secondes environ), soit par un détecteur placé sur le circuit d'extraction d'air du condenseur, soit par des détecteurs sur les circuits de purge.

Dès ce moment, toutes les mesures de sécurité sont prises pour isoler le générateur de vapeur défectueux afin d'arrêter la contamination du circuit secondaire, arrêter les pompes à vide afin de faire cesser les rejets de gaz radioactifs par le circuit d'extraction d'air et isoler les purges du générateur de vapeur afin d'éviter les rejets radioactifs liquides vers l'eau de rivière.

Les conséquences résultant de cet accident sont évaluées en tenant compte des conditions les plus défavorables: activité maximale admissible du CO₂, rupture brusque d'un tube et perte du réseau électrique. Elles ne conduisent pas à des rejets radioactifs dangereux pour la population.

5.3. Accident maximal hypothétique

Les dispositifs de sécurité du réacteur sont conçus de façon à éviter la fusion du cœur du réacteur, suite à un accident grave du circuit primaire et notamment suite à une rupture du circuit primaire avec perte du fluide qu'il contient.

En effet, la circulation du fluide de refroidissement est toujours assurée pour permettre l'évacuation des calories. Le débit est prévu pour éviter la fusion des gaines.

Dans le cas, très improbable, où il y aurait fusion, il est toujours possible de colmater la brèche lorsque la pression a atteint une valeur suffisamment basse. On peut, par exemple, utiliser des ballons plastiques gonflables que l'on envoie dans le circuit défaillant.

Un exemple réel d'application des mesures techniques de sécurité est donné en annexe.

ANNEXE

EXEMPLE D'APPLICATION DES MESURES DE SECURITE

1. Résumé

Cette note, rédigée en juin 1964, examine sommairement les accidents graves susceptibles d'advenir dans une centrale type EDF 4 (Accidents de réactivité, de soufflage, de dégonflage).

Elle comporte un calcul de contamination aux alentours du site pour des conditions accidentelles assez pessimistes. Même dans ce cas, les doses limites ne sont pas atteintes et ne présentent donc pas de danger pour les populations.

2. Analyse des accidents

On peut classer les accidents graves susceptibles d'advenir en trois catégories: accidents de réactivité, de soufflage, de dégonflage intempestif. Nous y ajouterons les rejets partiellement incontrôlés de radioactivité après ruptures de gaines importantes, qui font l'objet de la troisième partie.

2.1. Accidents de réactivité

Rappelons d'abord quelques facteurs contribuant à la sûreté intrinsèque de ce type d'installation:

— réactivité disponible à chaud limitée à quelques centaines de pcm ($1 \text{ pcm} = 10^{-5}$), grâce au gavage de la zone centrale du cœur en combustible et éventuellement au moyen d'absorbants neutroniques fixes,

— coefficient de température de l'uranium négatif, d'où un effet stabilisateur agissant rapidement lors d'une libération accidentelle de réactivité. Le coefficient de température du graphite devient positif en cours d'irradiation, mais agit avec une constante de temps de plusieurs minutes suffisante pour laisser place aux corrections automatiques ou manuelles,

— division des absorbants en de nombreuses barres de contrôle commandées par petits groupes (138 barres dans EDF 4), ce qui limite les répercussions d'une anomalie affectant leur fonctionnement,

— faible section de capture du gaz carbonique. Une baisse accidentelle de pression n'accroît pas la réactivité du cœur.

Une libération incontrôlée de réactivité résulte généralement de la montée intempestive d'une partie des barres absorbantes. Compte tenu des facteurs de sécurité intrinsèques mentionnés ci-dessus, l'évolution de la puissance thermique et des températures dans le cœur est toujours suffisamment lente pour que les capteurs de la chaîne de sécurité (chambres d'ionisation, thermocouples) ordonnent l'arrêt de l'installation avant tout danger.

De plus, en période d'arrêt du réacteur, quatre barres de contrôle sont maintenues levées, prêtes à chuter pour neutraliser une divergence intempestive. Cette dernière serait détectée par puissance neutronique exagérée ou par temps de doublement de la puissance trop court. Un tel accident paraît d'ailleurs fort peu vraisemblable, compte tenu de l'anti-éactivité minimale imposée pendant les arrêts (2000 pcm environ), comparée à l'antiréactivité des dispositifs divers susceptibles d'être inopportunément retirés du cœur par le grappin de manutention (quelques pcm à la fois).

En ce qui concerne les instabilités spatiales du flux neutronique sous l'effet combiné de la température et du xénon, seul le premier harmonique azimutal apparaît naturellement instable. Ce phénomène est combattu par déplacements différentiels des barres de pilotage spatial, qui agissent indépendamment dans six secteurs de la pile.

Par ailleurs, la répartition régulière des barres de contrôle évite les risques de criticalité locale.

2.2. *Accidents de soufflage*

En raison de la circulation descendante du CO₂ dans le cœur et de l'impossibilité d'un refroidissement par thermosiphon à faible puissance, il importe de pouvoir toujours disposer d'un soufflage minimum, quelles que soient les circonstances.

La sécurité repose d'abord sur l'existence de quatre circuits de soufflage indépendants. Cette indépendance doit s'étendre aux sources d'énergie qui les alimentent (vapeur, électricité, etc.....).

Par ailleurs, les lois de régulation et les automatismes sont conçus pour éviter un déclenchement généralisé pendant les régimes transitoires de fonctionnement et pour obtenir un débit de gaz assurant le refroidissement du combustible et la stabilité des écoulements, à faible puissance thermique.

En ce qui concerne les accidents de soufflage proprement dits (par exemple déclenchement intempestif d'une soufflante), l'étude montre qu'ils n'aboutissent jamais à des températures susceptibles d'entraîner la détérioration des gaines.

Par ailleurs, un manque de soufflage limité à un canal serait nécessairement partiel, compte tenu de la grande surface de passage offerte au gaz et de l'impossibilité d'accéder normalement aux dispositifs de réglage du débit CO₂. Les canaux voisins évacueraient alors une partie non négligeable de la chaleur supplémentaire produite. On bénéficie aussi de la forte capacité calorifique du graphite. De plus, toute atteinte à l'étanchéité du magnésium serait rapidement signalée par le système de Détection des Ruptures de Gains (D.R.G.). Il n'existerait pratiquement aucun risque de rejets radioactifs incontrôlés, ces derniers restant confinés dans le circuit primaire, comme indiqué dans la troisième partie.

2.3. *Accidents de dégonflage*

Généralement, l'accident le plus grave susceptible d'affecter un réacteur de puissance consiste en une perte de refroidissement du cœur, consécutive à une rupture de l'enceinte primaire. La montée en température des gaines entourant les éléments combustibles risque a priori d'entraîner leur fusion ou leur inflammation, avec libération de produits de fission vers l'extérieur de la centrale, à travers la brèche.

Cette dernière éventualité apparaît toutefois impossible avec les réacteurs de la filière uranium naturel-graphite-gaz, comme il résulte de l'étude des accidents pratiquement concevables.

La rupture subite d'un caisson en béton précontraint doit être considérée comme totalement exclue, de par la conception même d'un tel ouvrage. Reste donc à examiner la sécurité des divers orifices qu'il comporte.

A la partie inférieure du fût existent des ouvertures d'environ 2,5 m de diamètre, pour l'installation des soufflantes et l'accès pendant les arrêts. Toutes les précautions sont prises pour que ces orifices ne constituent pas des points faibles (surdimensionnement des fonds et renforcement de leurs ancrages dans le béton).

La dalle supérieure du caisson est percée d'environ 200 ouvertures, ayant un diamètre inférieur à 0,4 m, qui constituent les puits de chargement et les puits de barres de contrôle. L'envol d'un bouchon de puits de chargement, quoique très improbable, reste concevable. Ces organes sont d'ailleurs périodiquement manipulés par l'appareil de chargement, ce qui peut accroître les risques d'accident.

L'étude théorique du dégonflage par un puits révèle des phénomènes suffisamment lents pour exclure toute conséquence fâcheuse sur la tenue des éléments combustibles et des matériels de structure. En particulier, les soufflantes ne sont soumises à aucune sollicitation anormale susceptible de les détériorer.

Les conclusions ci-dessus restent également valables en cas de rupture de tuyauterie dans la dalle inférieure du caisson.

3. Rejets d'effluents

3.1. En fonctionnement normal

3.1.1. Rejets gazeux permanents

L'intégration du réacteur dans un caisson en béton précontraint calorifugé intérieurement et refroidi par eau rend négligeable l'activité de l'air de ventilation, qui ne se trouve nulle part soumis au flux neutronique. Il reste toutefois à considérer les fuites de CO₂ hors du circuit primaire, malgré tout le soin apporté à les réduire au minimum.

La ventilation correspond finalement à trois buts essentiels:

- assurer le confort du personnel,
- refroidir les locaux et matériels qui sont le siège de dégagements calorifiques,
- évacuer les fuites de CO₂.

L'air circule des locaux les moins contaminables vers les locaux les plus contaminables. Le débit de renouvellement est choisi suffisant pour que l'activité due aux fuites soit toujours inférieure aux concentrations maximales admissibles. En outre, l'extraction et le rejet à l'atmosphère s'effectuent au travers de filtres absolus en papier d'amiante, qui retiennent les poussières actives éventuelles avec une haute efficacité (99,98 % pour un diamètre de 0,3 μ).

La principale source d'activité dans le CO₂ rejeté provient de l'argon 41 contenu dans l'air résiduel. En admettant un taux de fuite pessimiste (5 t/j de CO₂ actif) et en se plaçant dans des conditions météorologiques très défavorables (vent de 0,1 m/s, inversion de température), on constate que la Concentration Maximale Admissible pour les Populations (C.M.A.P. = 4.10⁻⁸ Ci/m³) n'est jamais atteinte.

L'activité permanente des rejets gazeux peut donc être considérée comme négligeable.

3.1.2. Vidange des circuits

Cette opération conduit à rejeter, en une seule fois, des quantités plus importantes de CO₂. Décidée par l'exploitant, elle s'effectue quelques heures après l'arrêt du réacteur, le principal contaminant (argon 41 de période 1,82 h) ayant décru de manière appréciable. Le gaz traverse des filtres absolus, qui arrêtent les poussières, et éventuellement un dispositif de piégeage d'iode.

Les concentrations maximales admissibles pour les populations ne sont pas atteintes pendant une telle vidange. Il s'agit d'ailleurs d'une opération peu fréquente, que l'on peut réaliser en profitant de conditions météorologiques favorables.

3.1.3. Effluents liquides

Les sources possibles d'effluents liquides radioactifs sont les suivantes:

- eaux de ruissellement et fuites diverses, recueillies dans le cuvelage des bâtiments,
- solutions de décontamination, nécessitées par l'entretien courant des matériels,
- eau de vidange de la piscine de désactivation des éléments combustibles et des circuits eau-vapeur.

Ces effluents sont normalement peu abondants et la plupart du temps inactifs. Seule l'eau provenant d'une décontamination exceptionnelle pourrait dépasser 1 Ci/m³.

Les effluents liquides sont collectés dans toute la centrale et envoyés à la Station de Traitement des Effluents.

Le rejet des eaux éventuellement décontaminées s'effectue après avoir vérifié que les concentrations maximales admissibles ne seront pas atteintes.

3.1.4. Effluents solides

Les déchets solides (matériels contaminés, éléments de filtres, etc...) sont stockés, soit sur place dans la centrale, soit dans un bâtiment spécial du site. Ils ne donnent donc lieu à aucun problème de rejet.

3.2. Rejets accidentels

Un accident n'entraîne de conséquences pour les populations avoisinantes que si l'intégrité d'un certain nombre d'éléments combustibles est détruite et s'il y a ensuite dispersion dans l'atmosphère d'une partie ou de la totalité des produits de fission ainsi libérés.

Afin d'estimer ces risques, nous analyserons le déroulement d'un accident considéré comme très pessimiste, compte tenu de la somme de désordres qu'il implique.

3.2.1. Circonstances de l'accident

Admettons un blocage en position ouverte de la vanne d'appoint en CO₂ neuf. La pression monte dans le circuit principal, entraînant l'ouverture des soupapes de sûreté.

Supposons par ailleurs, qu'indépendamment de cette anomalie, quatre éléments combustibles présentent une rupture de gaine importante. Ce chiffre correspond au nombre des détecteurs permettant la surveillance continue de l'activité du CO₂ dans des canaux repérés fuyards. Au-delà, l'exploitant est tenu de réduire la puissance du réacteur jusqu'au déchargement des cartouches avariées. Retenons enfin l'hypothèse d'un blocage en position ouverte d'une soupape de sûreté.

Il sera bien entendu possible de rétablir l'étanchéité du circuit primaire en commandant, manuellement si nécessaire, la fermeture des vannes des circuits d'appoint et de rejet. Nous admettons que cette intervention nécessite un temps d'une heure.

3.2.2. Hypothèses de calcul

Les barreaux d'uranium pèsent 10 kg et sont supposés placés dans la zone de flux maximal. La rupture correspond à une masse d'uranium dégazée de 10 g.

Taux d'émission des produits de fission:

— iode: 10 %, pourcentage tenant compte des dépôts sur le circuit et dans les filtres absolus, mais non de la rétention par des pièges à iode.

— gaz rares (krypton - xénon): 60 %.

Il n'y a pas à considérer la dispersion d'autres radioéléments (strontium, césium, etc...), compte tenu des températures relativement basses qui assurent leur fixation.

3.2.3. Activités rejetées

Pour quatre ruptures de gaine du type ci-dessus, correspondant au total à une puissance neutronique de 240 W, les activités libérées dans le fluide de refroidissement sont les suivantes:

Nuclide	Période	Activité (ci)
Kr 83 m	114 mn	0,59
Kr 85 m	4,36 h	1,90
Kr 85	10,57 ans	0,066
Kr 88	2,77 h	4,54
Xe 131 m	12 j	0,037
Xe 133 m	2,3 j	0,20
Xe 133	5,27 j	7,94
Xe 135 m	15 mn	2,54
Xe 135	9,2 h	7,56
Xe 138	17 mn	7,12
I 131	8 j	0,56
I 132	2,4 h	0,90
I 133	20,5 h	1,3
I 134	52,5 mn	1,56
I 135	6,68 h	2,46

L'activité totale rejetée à l'atmosphère lors de l'accident peut être considérée comme la somme de trois termes:

- a) Activité libérée par les soupapes, pendant la première heure,
- b) Activité libérée pendant la vidange.

Il est raisonnable en effet d'admettre que l'exploitant effectuera une vidange des circuits après un tel incident. L'opération pourrait avoir lieu environ 4 h après arrêt du

réacteur, compte tenu du refroidissement nécessaire pour le cœur. Elle durerait environ 10 h.

c) Activité libérée par les fuites, pendant 14 h avec un taux de 5 t/j.

Au total, on peut admettre que l'activité contenue dans 183 t de CO₂ est rejetée par l'intermédiaire des filtres absolus et des pièges à iode (efficacité 5.10³), et que celle contenue dans 2 t de CO₂ est rejetée par les fuites, après filtration absolue dans le système de ventilation, mais sans piégeage d'iode.

En négligeant les corps à courte période, on obtient pour activités totales rejetées à l'extérieur:

Kr 85	0,066	Ci
Xe 131 m	0,037	Ci
Xe 133 m	0,20	Ci
Xe 133	7,94	Ci
I 131	0,0062	Ci

3.2.4. Contaminations

Les concentrations et dépôts radioactifs dépendent de la situation météorologique lors de l'accident. Les calculs effectués au moyen du modèle de SUTTON, en se plaçant dans des conditions défavorables, montrent que les concentrations maximales admissibles pour les populations ne sont pas atteintes.

Une valeur maximale des dépôts d'iode par précipitations s'obtient en appliquant la formule:

$$\bar{\omega}(x) = \frac{Q}{e\pi \frac{1}{2} c x^{\frac{2-n}{2}}}$$

avec:

- $\bar{\omega}$ = dépôt sur le sol (Ci/m²)
- Q = 6,2 . 10⁻³ Ci activité 131 I rejetée
- x = distance en mètres
- n = paramètre de stabilité
- c = coefficient de diffusion (m^{n/2}).

Dans le cas d'une situation défavorable avec pluie, où $n = 0,25$ et $c = 0,10$ (régime pseudo-adiabatique — hauteur de rejet: 50 m), on trouve, pour une distance de 1 km:

$$\bar{\omega} = 3,3 \cdot 10^{-8} \text{ Ci/m}^2$$

Cette valeur est inférieure d'une décade à la limite généralement admise pour la contamination du lait (4 . 10⁻⁷ Ci/m²). A 10 km, le dépôt maximal n'atteint plus que 4,1 . 10⁻¹⁰ Ci/m².

En résumé, l'accident envisagé, malgré son caractère pessimiste, ne présente aucune gravité pour les populations, ni d'ailleurs pour les travailleurs de la centrale.

Risques et accidents d'origine nucléaire des réacteurs à eau sous pression

1. Introduction

L'objet de cette note est d'examiner les risques et accidents d'origine nucléaire, liés à l'exploitation d'une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau pressurisée, ainsi que les mesures techniques et administratives mises en œuvre pour faire face à ces risques et accidents.

Après avoir rappelé brièvement les principes de fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée, nous examinerons les sources de dangers d'origine nucléaire en cas d'exploitation normale de la centrale et en cas d'accidents.

Nous décrirons ensuite les mesures techniques qui sont prises pour minimiser ces risques d'origine nucléaire et pour éviter la contamination des personnes et des biens extérieurs à l'installation nucléaire.

2. Principes de fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée

Le cœur du réacteur est constitué par des éléments de combustible composés de pastilles d'oxyde d'uranium fritté (UO_2) contenues dans des tubes en acier inoxydable ou en zircaloy. Ces tubes sont fixés dans un dispositif d'assemblage qui les maintient en place et permet la manutention individuelle de chaque assemblage.

Le cœur est contenu dans une cuve en acier remplie d'eau sous pression qui sert à la fois de réfrigérant et de modérateur neutronique.

Cette eau contient en solution de l'acide borique pour contrôler les variations lentes de réactivité. Le réglage et l'arrêt du réacteur sont effectués par des barres de commande contenant un matériau absorbant les neutrons.

La chaleur produite par la réaction nucléaire est transmise à l'eau primaire qui circule dans une ou plusieurs boucles indépendantes à circulation forcée comportant chacune une pompe et un générateur de vapeur.

Un pressuriseur permet grâce à des dispositifs d'aspersion et de chauffage de maintenir constante la pression du circuit quelles que soient les variations de charge.

Ces équipements constituent le circuit primaire qui est complété par plusieurs circuits auxiliaires assurant notamment les fonctions suivantes: régulation de la pression, contrôles chimique et volumétrique, réfrigération du réacteur à l'arrêt (évacuation de la chaleur résiduelle produite par le combustible irradié) injection de sécurité et d'aspersion, échantillonnage, etc.

La totalité du circuit primaire, de même que les parties à haute pression et haute température des circuits auxiliaires sont installées dans une enceinte étanche et résistant à la pression résultant d'un accident.

D'une façon générale, toutes les parties métalliques en contact avec l'eau primaire sont en acier inoxydable de façon à réduire la formation de produits de corrosion radioactifs.

Le circuit secondaire de la centrale est semblable à celui d'une centrale thermique conventionnelle. La vapeur produite dans les générateurs de vapeur est détendue dans une turbine entraînant un alternateur et condensée dans un condenseur refroidi par l'eau de la rivière.

Ce circuit secondaire est entièrement indépendant du circuit primaire et ne contient aucun élément radioactif.

La centrale comporte également une installation de traitement des effluents radioactifs provenant du circuit primaire et des circuits auxiliaires qui lui sont associés.

Le traitement physico-chimique des effluents liquides, notamment par évaporation, permet de séparer les corps radioactifs qu'ils contiennent. Les gaz et les liquides sont stockés dans des réservoirs et peuvent être rejetés sous contrôle. Les rejets gazeux sont effectués par une cheminée pour faciliter leur dilution dans l'atmosphère. Les produits solides sont placés dans des récipients en béton et conservés sur le site.

3. Rejets d'effluents radioactifs en fonctionnement normal

3.1. Sources principales d'effluents radioactifs

Les sources principales d'effluents radioactifs sont les produits de fission libérés par le combustible nucléaire et les produits de corrosion du circuit primaire qui sont activés lors de leur passage dans le cœur du réacteur.

Les produits de fission sont normalement contenus dans les gaines entourant le combustible et ne peuvent diffuser dans l'eau primaire que si ces gaines sont fissurées; remarquons d'ailleurs qu'une partie des produits de fission est retenue dans les pastilles d'oxyde d'uranium.

La corrosion des surfaces internes du circuit primaire est réduite par l'utilisation d'acier inoxydable.

Les équipements de traitement et de rejet des effluents radioactifs sont calculés et dimensionnés, de façon à permettre l'exploitation normale de la centrale lorsqu'un certain nombre de gaines présente des fissures à travers lesquelles les produits de fission diffusent dans l'eau primaire.

Les hypothèses concernant le nombre de gaines défectueuses sont en général très pessimistes et conduisent à une radioactivité maximale admissible de l'eau primaire qui est de 100 à 1000 fois supérieure aux activités mesurées dans des centrales en fonctionnement.

Il en résulte que la probabilité pour que les risques nucléaires soient aussi élevés que ceux qui ont servi de base aux calculs des circuits est faible.

3.2. Rejet des effluents radioactifs gazeux

Rejets normaux de ventilation

La ventilation de l'enceinte étanche contenant le circuit primaire entraîne les effluents gazeux résultant du débit de fuite d'eau primaire radioactive.

Au point de vue biologique, les effluents les plus dangereux rejetés à la cheminée par le circuit de ventilation sont le krypton, le xénon, l'iode, le césium et le molybdène.

En cas de ventilation de balayage de l'enceinte étanche pour permettre l'accès du personnel d'exploitation, le débit d'effluents gazeux rejetés à la cheminée est beaucoup plus important mais la décroissance de l'activité est très rapide.

Le débit maximum de fuite d'eau primaire est tel que même en considérant l'activité maximale admissible de l'eau primaire, le débit d'activité des rejets de ventilation ne présente aucun risque de contamination.

Rejets normaux de gaz radioactifs

Les gaz extraits des effluents primaires lors du stockage et du traitement des effluents radioactifs sont comprimés et stockés dans des réservoirs de décroissance avant d'être rejetés à la cheminée. Après quelques mois, l'activité qui subsiste est due principalement au krypton 85.

Ces effluents gazeux sont rejetés à la cheminée à débit contrôlé lorsque les conditions atmosphériques sont favorables et en principe, pendant une période d'arrêt du réacteur.

Deux contrôles supplémentaires sont encore effectués de façon à s'assurer de l'innocuité de ces rejets. En premier lieu, l'activité des rejets gazeux est mesurée de façon continue à la cheminée afin de s'assurer que cette activité n'est pas trop élevée. En second lieu, des installations fixes ou mobiles de radioprotection permettent de mesurer et de contrôler l'activité du sol et de l'air à proximité de la centrale et de déceler ainsi toute augmentation de cette activité.

3.3. Rejet des effluents radioactifs liquides

On peut subdiviser les effluents radioactifs liquides en :

- effluents du circuit primaire,
- effluents divers et chimiques provenant des auxiliaires du réacteur (fluide de régénération des résines, drains divers, etc.) et des laboratoires,
- effluents de servitude provenant des eaux du nettoyage des locaux.

Les effluents liquides peuvent être traités dans l'installation de traitement des effluents radioactifs dont l'efficacité est calculée pour que les eaux traitées et les rejets satisfassent aux normes en vigueur.

Effluents primaires

En principe, les eaux traitées sont renvoyées au circuit primaire et aucun rejet n'est effectué.

Effluents divers et chimiques

L'activité maximale de ces effluents est plus faible que celle des effluents primaires, mais peut être importante.

Leur activité volumique après traitement est ramenée à un niveau permettant leur rejet dans la rivière après dilution.

Effluents de servitude

Leur activité maximale est faible et en général, ces effluents ne doivent pas être traités et peuvent être rejetés après dilution.

Avant d'évacuer les rejets liquides en rivière, leur activité est contrôlée par échantillonnage. Le débit de rejet est fixé selon l'activité résiduelle et le débit d'eau de circulation qui est utilisée pour diluer les rejets de façon à ce que ces rejets ne présentent aucun danger pour la population.

L'activité des rejets est encore contrôlée par un détecteur d'activité qui, en cas de dépassement d'un seuil prédéterminé, déclenche une alarme et dirige les rejets vers des réservoirs de stockage.

4. Rejets radioactifs par suite d'un accident

4.1. Généralités

Au point de vue des risques nucléaires, deux accidents sont à considérer:

— la rupture d'un tube de générateur entraînant de l'eau primaire dans le circuit secondaire,

— la rupture du circuit primaire entraînant la perte totale du réfrigérant qu'il contient et la fusion du cœur (accident maximal hypothétique).

Ils correspondent aux deux voies par lesquelles des substances radioactives peuvent accidentellement s'échapper à l'extérieur, c'est-à-dire par le circuit secondaire et par l'enceinte de sécurité.

Les risques entraînés par d'autres accidents ont des conséquences beaucoup moins graves et ne seront pas examinés.

4.2. Rupture d'un tube de générateur de vapeur

Cet accident suppose la rupture brusque de générateur de vapeur, bien que, compte tenu des propriétés mécaniques du matériau constituant le tube, une rupture fragile paraît exclue; le défaut le plus probable serait une rupture ductile sous la forme d'une fissuration longitudinale. L'hypothèse envisagée conduit donc à un taux de rejet pessimiste. Suite à cette rupture, une partie de l'eau primaire passe dans le circuit secondaire avant que les vannes d'isolement des générateurs de vapeur ne soient fermées. Dans le cas le plus défavorable, toute l'activité gazeuse et volatile transférée au circuit secondaire pourrait être rejetée à l'atmosphère par le circuit d'extraction d'air du condenseur. Le trop plein des bacs de décharge des pompes à vide et les purges des générateurs de vapeur sont normalement rejetés dans la rivière et sont la cause principale des rejets liquides radioactifs possibles par le secondaire et nécessitent dès lors que des mesures de sécurité soient prises en cas d'accident.

4.3. Accident maximal hypothétique

L'accident le plus grave que l'on prend en considération dans les calculs de rejets est celui résultant des circonstances suivantes:

— rupture du circuit primaire entraînant la perte totale du fluide qu'il contient,
— perte concomitante du fluide contenu dans la partie secondaire d'un générateur de vapeur.

Les conséquences de cet accident sont les suivantes:

— décompression rapide du circuit primaire et de la partie du circuit secondaire correspondant au générateur de vapeur accidenté,

Le circuit secondaire comprend 2 groupes turbo-alternateur dont les puissances nominales sont respectivement de 186 MW et de 86 MW.

2. Choix du site

Le choix s'est porté en premier lieu sur un site intrinsèquement sûr, situé au bord de la mer. Les qualités naturelles de ce site et des environs étaient tout à fait exceptionnelles. Cependant, il a dû être abandonné par suite de l'opposition des autorités locales qui y voyaient une entrave au développement du tourisme régional.

Le choix du site de remplacement a été basé essentiellement sur des critères économiques. Le site qui a finalement été choisi est favorable au point de vue de la stabilité des fondations et de la sismologie mais défavorable au point de vue météorologique et à 2 km environ d'une petite ville de 10.000 habitants.

Les désavantages résultant du choix d'un tel site ont été compensés en doublant partiellement l'enceinte étanche de façon à réduire d'un facteur 10 au moins le taux de fuite des substances radioactives en cas d'accident.

3. Réglage de la réactivité

Le réglage de la réactivité du réacteur est effectué par 28 barres de réglage dont 20 sont réservées pour l'arrêt d'urgence et par un système de contrôle chimique.

Ce contrôle chimique consiste à maintenir de l'acide borique en solution dans l'eau primaire et à en modifier la concentration pour compenser les variations de réactivité à long terme ainsi que les différences de réactivité entre le fonctionnement à chaud et à froid.

Au point de vue sécurité, le contrôle chimique permet de réduire d'une façon importante la marge de réactivité contrôlée par les barres de réglage et de ce fait, susceptible de varier rapidement. Il a cependant comme désavantage une réduction de la valeur absolue du coefficient de température du modérateur qui reste toutefois négatif à chaud. Les mesures techniques de sécurité concernant les accidents de réactivité sont les suivantes :

- les barres de réglage entrent dans le réacteur par le haut et tombent par gravité en cas de manque d'alimentation;

- la vitesse d'extraction des barres est limitée;

- au démarrage, l'extraction des barres de réglage est arrêtée lorsque le taux d'accroissement du flux dépasse 2 décades par minute;

- au démarrage, l'arrêt d'urgence est provoqué par un taux d'accroissement du flux supérieur à 5 décades par minute;

- en régime, l'arrêt d'urgence du réacteur est déclenché lorsque la puissance est trop élevée (2 circuits indépendants) ou lorsque la marge de pression pour l'ébullition de masse (DNB) est trop faible (2 circuits indépendants);

- les barres de réglage sont insérées automatiquement lorsque la température moyenne du cœur monte au-dessus de la « bande morte » du régulateur de température;

- les soupapes qui permettent de mêler l'eau d'une boucle isolée avec l'eau des boucles en service sont bloquées par différence de température et leur vitesse d'ouverture est limitée.

4. Accidents susceptibles d'endommager le cœur

Il s'agit principalement des accidents pouvant entraîner une ébullition locale dans le cœur et causés par une insuffisance du débit d'eau primaire ou par une perte non compensée d'eau primaire par suite d'une rupture d'une boucle primaire ou par des transitoires de température résultant d'une brusque diminution de la puissance absorbée par le réseau.

Les mesures de sécurité concernant particulièrement ces accidents sont les suivantes:

— des 4 pompes de circulation de l'eau primaire, 2 sont alimentées par un générateur auxiliaire entraîné mécaniquement par le turbo-alternateur de 186 MW et les 2 autres sont raccordées à une source indépendante de grande sécurité;

— arrêt d'urgence du réacteur pour insuffisance du débit d'eau primaire;

— arrêt d'urgence du réacteur commandé par le déclenchement des turbo-alternateurs;

— décharge de la vapeur secondaire à l'atmosphère commandée par le système de réglage du réacteur;

— arrêt d'urgence du réacteur pour basse pression de l'eau primaire;

— intervention des systèmes d'injection de sécurité (injection forcée d'eau boriquée dans le réacteur) lors de la coïncidence d'un signal de basse pression de l'eau primaire et de bas niveau dans le pressuriseur. Ce système permet de maintenir dans la cuve du réacteur un niveau d'eau suffisant pour empêcher la fusion du cœur, même en cas de rupture brusque d'une tuyauterie primaire, ce qui est un accident inconcevable pour ce type de matériel.

5. Enceinte étanche

L'enceinte étanche est constituée par des tôles d'acier soudées entre elles. Elle a la forme d'un cylindre surmonté par une coupole.

L'accident maximal hypothétique consiste en une rupture brusque d'une tuyauterie principale du circuit primaire entraînant la rupture d'un générateur de vapeur et la fusion du cœur.

Le taux de fuite de l'enceinte étanche ne dépasse pas 0,1 % du volume par jour. Pour compenser les conditions météorologiques défavorables, ce taux de fuite a encore été réduit en entourant l'enceinte étanche d'un mur en béton.

L'espace annulaire laissé libre entre l'enceinte étanche et ce mur en béton est fermé en haut par une cloison. Toutes les pénétrations de l'enceinte étanche passent dans cet espace annulaire et leur étanchéité a été contrôlée par un essai au fréon. Bien que toutes les soudures de l'enceinte étanche aient été contrôlées en rayon X, un contrôle à l'hélium a été effectué pour toutes les soudures de la coupole. La sensibilité de ce dernier contrôle permet de déceler une fuite de 0,01 % du volume par jour, diffusée régulièrement sur toute la longueur des soudures. Il en résulte que les fuites éventuelles ont lieu dans la partie cylindrique et sont prises dans l'espace annulaire. En cas d'accident, une pompe maintient une légère dépression dans l'espace annulaire qui n'est pas étanche et envoie l'air aspiré à une cheminée haute de 100 m après passage par un système de filtres absolus et à charbon actif dont l'efficacité nominale est de 99,9 %.

La coupole n'a pas été couverte pour permettre le refroidissement de la paroi métallique auquel s'ajoute un refroidissement par arrosage externe et interne dont le but est de faire baisser le plus rapidement possible la pression à l'intérieur de l'enceinte étanche.

L'enceinte étanche est protégée à l'intérieur par des écrans contre des projections éventuelles de débris.

La ventilation de l'enceinte étanche s'effectue en circuit fermé; des ventilateurs font passer l'air par un système de filtres et par un système de refroidissement à circulation d'eau.

Périodiquement, lorsque les conditions météorologiques sont favorables, l'air est renouvelé par une ventilation à circuit ouvert.

En cas d'accident, toutes les soupapes d'isolement de l'enceinte étanche se ferment automatiquement.

6. Conclusions

L'importance des mesures techniques qui ont été prises pour assurer la sécurité de fonctionnement de cette centrale à eau sous pression a permis de réduire au minimum les risques et accidents d'origine nucléaire qui pourraient survenir en cours d'exploitation.

Mesures de sécurité pour les réacteurs à eau bouillante

1. Tâche

Les mesures de principe décrit au chapitre précédant et ayant pour but d'obtenir et de maintenir la sécurité exigée de centrales nucléaires seront illustrées ci-dessous pour les réacteurs à eau bouillante de KRB et d'un projet de 600 MW.

2. Données principales des installations

	<i>KRB</i>	<i>Projet de 600 MW</i>
puissance thermique du réacteur (MW)	804	1.840
puissance électrique nette (MW)	237	600
nombre des circuits de circulation extérieurs	3	0
nombre des pompes de circulation à l'intérieur du réacteur	0	5
type du cycle	duo-cycle	cycle direct
générateur secondaire de vapeur	3	0
turbo-alternateur à un arbre	oui	oui
poids de l'uranium employé (U to)	46,7	117,3
à enrichissement moyen environ	2,1 %	2,0 %

3. Définition de l'incident maximum supposable

Les trois incidents imaginables suivants peuvent provoquer des dégagements d'activité

- 3.1. Rupture de la conduite principale raccordée au réacteur
- 3.2. Rupture de la conduite de vapeur primaire à l'extérieur du containment
- 3.3. Chute d'une barre de réglage (rod-drop-accident)

Nous pouvons fournir la preuve que les effets des incidents 3.2 et 3.3 ne sont pas plus importants que ceux de l'incident 3.1.

4. Mesures de sécurité à prendre contre l'incident 3.1

4.1. Les mesures les plus importantes à prendre lors de la construction

— Contrôle permanent du matériel depuis le coulage jusqu'au dernier joint de soudure;

— Analyse des contraintes pour les sections les plus exposées;

— Libre jeu pour la dilatation des conduites de circulation ou installation des pompes de circulation dans le réacteur permettant la suppression des conduites de circulation;

— Installation de systèmes de secours de réfrigération pour éviter les éclats des tubes de combustibles et pour permettre l'évacuation de la chaleur résiduelle;

— Toutes les installations du réacteur se trouvent à l'intérieur du containment;

— Garanties que l'alimentation en énergie sera assurée pour les mécanismes de commande, de réglage, de mesurage ainsi que constitution de couplages électriques et mécaniques sûrs.

4.2. *Surveillance au cours de l'exploitation*

Toutes les installations importantes sont mises à l'épreuve et contrôlées régulièrement. Sont sujets à ces épreuves et contrôles notamment les dispositifs de mesure, de commande, le coefficient de fuite du containment etc., y compris la formation du personnel.

5. Mesures de sécurité prises contre les incidents 3.2 et 3.3

Les mesures relatives aux matériaux et à la construction sont les mêmes que celles énumérées sous le paragraphe 4.

Il faudra, entre autres, étudier spécialement:

— un système sûr de détection

— fermeture rapide et sûre de la conduite de vapeur primaire près de la traversée de la paroi du containment

— interruption rapide du réacteur

— contrôle de l'embrayage entre la barre de réglage et son mécanisme de commande

— contrôle de la résistance de toutes les parties susceptibles d'être atteintes par l'incident.

6. Mesures de sécurité contre des différences éventuelles par rapport au fonctionnement normal

Le fonctionnement normal s'effectue en principe suivant les instructions de service qui constituent des garanties contre les fausses manœuvres.

De plus, nous nous servons de dispositifs de réglage automatique qui, lors du dépassement des valeurs maxima, mettent l'installation dans un état qui ne présente plus de dangers et où nous ne sommes plus obligés de prendre en considération la durée de la réaction humaine.

Font partie de ces mesures notamment:

— les verrouillages

— la protection du réacteur

— les automatismes de changements pour les mécanismes de commande les plus importants

- constitution d'un ensemble sûr de réglage
- emploi éventuel de dispositifs électroniques.

De plus, l'installation est surveillée en ce qui concerne l'activité dans le circuit eau-vapeur et les corrosions pour déceler les dommages cachés.

7. Mesures de sécurité pour les environs

Toutes les mesures mentionnées jusqu'ici servent à déceler le plus tôt possible les défauts et à y remédier. Une incidence des environs n'a lieu que lors de l'incident maximum supposable, mais elle reste à l'intérieur des limites admissibles.

Afin de prouver que les environs se trouvent à l'abri de dommages éventuels, les autorités constatent l'état radiologique *avant* la mise en service. *Après* la mise en service elles poursuivent certaines mesures radiologiques afin de déceler des incidences éventuelles.

En ce qui concerne nos nouveaux projets, nous avons l'intention de diminuer, par le traitement des gaz d'échappement ou des eaux résiduelles, ces influences à un tel point que le système de la surveillance des environs peut être sensiblement réduit.

Exposé sur les mesures légales, réglementaires ou d'organisation interne prises dans les pays de la CEEA pour prévenir les dangers présentés par les centrales nucléaires et réduire les conséquences d'incidents nucléaires éventuels

Introduction

Selon des modalités variées selon les pays et les entreprises considérées, des dispositions légales ou réglementaires et des mesures d'organisation interne ont été prises pour limiter au maximum la possibilité de survenance d'accidents nucléaires.

En ce qui concerne les dispositions imposées par la puissance publique aux producteurs d'électricité d'origine nucléaire, il convient d'observer tout d'abord que celles de ces dispositions qui régissent l'emploi à des fins énergétiques des matières radioactives ne se suffisent pas à elle-même et n'excluent pas, mais au contraire se superposent à tout un ensemble de règles préexistantes.

Ces règles préexistantes s'appliquent à la production d'électricité elle-même ou procèdent des domaines les plus divers du droit (droit de la construction, droit des eaux, contrôle des appareils à vapeur etc...). On peut admettre que l'observation de ces dernières règles ou procédures, en permettant d'éclairer le problème de la production d'électricité d'origine nucléaire sous des angles variés, rétroagissent sur la sécurité même nucléaire de ces installations.

On peut également constater que les auteurs du Traité de Rome « soucieux d'établir les conditions de sécurité qui écarteront les périls pour la vie et la santé des populations » et des travailleurs, ont prévus dans ce Traité de nombreuses dispositions qui, indirectement ou non, concourent à établir un haut niveau de sécurité dans l'industrie nucléaire. En particulier le chapitre III de ce Traité a permis à la CEEA de « recommander » des Normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs et a prévu une procédure d'harmonisation des dispositions légales ou réglementaires prises par chaque Etat membre pour leur application.

En outre, une procédure d'examen des projets de rejet d'effluents radioactifs sous n'importe quelle forme a été instaurée ainsi qu'une vérification de l'efficacité des installations nécessaires pour effectuer le contrôle permanent du taux de la radioactivité de l'atmosphère, des eaux et du sol et par suite du respect des Normes de base .

Enfin les mesures pratiques et d'organisation interne adoptées par les producteurs d'électricité d'origine nucléaire des pays de la Communauté, si elles varient dans le détail en fonction des filières de réacteurs choisis et de la structure des entreprises, se recourent

cependant pour une bonne part tant en raison de l'obligation de respect des prescriptions légales ou réglementaires que par l'application à titre de règles de l'art, de cette technique de la sécurité nucléaire qui ignore les frontières. Au surplus, on voudra bien nous accorder que l'effort de prévention fait par notre industrie, effort dont les résultats positifs sont encourageants, ne trouve pas uniquement sa source dans des considérations d'intérêt, même bien compris.

Dans la première partie de cet exposé nous examinerons les dispositions d'ordre légal ou réglementaire prises dans les six pays de la Communauté et, dans la seconde partie, nous étudierons, à titre d'exemple, les mesures d'organisation interne adoptées par certains producteurs d'électricité d'origine nucléaire de ces pays. Bien entendu, les limites du présent exposé nous interdisent de prétendre être exhaustif dans cette étude et, afin de ne pas alourdir notre texte, nous avons supposé connu le contenu des Normes de base et nous nous sommes efforcés de ne développer tel ou tel aspect particulier que sous la rubrique d'un seul pays.

1. Exposé des mesures légales ou réglementaires prises dans les pays de la CEEA

1.1. République Fédérale d'Allemagne

a) Dispositions issues d'autres sources que l'Atomgesetz mais susceptibles de contribuer à la sécurité même nucléaires de la centrale

1. Conformément aux § 4 et 5 de l'Energiewirtschaftsgesetz, les installations de production d'énergie électrique sont soumises à autorisation. Cette autorisation est en général délivrée par le Ministère de l'Economie du Land, agissant au nom du Bund.

2. Les centrales nucléaires sont dispensées en tant que telles de l'autorisation prévue par la Gewerbeordnung, mais certaines installations annexes s'y trouvent soumises, sauf dispenses justifiées. Le § 26 de cette ordonnance s'applique également par analogie en cas d'influences nuisibles de l'installation nucléaire sur d'autres terrains. En outre, les récipients destinés à subir des pressions de vapeur sont soumis à divers textes réglementaires.

3. Conformément à la Wasserhaushaltsgesetz, des autorisations sont nécessaires pour l'utilisation des cours et nappes d'eau.

4. Un permis de construire doit être obtenu conformément aux prescriptions de la « Bundesbaugesetz » modifiée.

b) Dispositions émanant de l'Atomgesetz et des textes pris pour son application

La loi atomique du 23 décembre 1955 (AtG), modifiée les 23 avril 1963 et 2 juin 1964, soumet à autorisation les opérations d'acquisition de transport et de détention de combustibles nucléaires ou encore la modification importante de l'installation ou de son fonctionnement.

L'octroi de l'autorisation prévue par le § 7 AtG suppose satisfaites diverses conditions tenant au degré de confiance qui peut être accordé au demandeur et aux responsables de la construction et de l'exploitation, à la prise de toutes les précautions dictées par les derniers progrès de la science et de la technique, aux mesures prévues pour empêcher les actions perturbatrices de tiers, à la sauvegarde des intérêts publics primordiaux dans le choix du site notamment au regard de la contamination de la « provision de couverture » destinée à couvrir la responsabilité de l'exploitant.

Conformément au droit constitutionnel allemand, l'application de la loi atomique est dévolue aux Länder agissant au nom du Bund, aussi seules les grandes lignes de la procédure d'examen des demandes d'autorisation se trouvent fixées par la loi atomique et l'Atomanlagen-Verordnung.

Aussi convient-il, par suite, de tenir compte, par exemple pour la détermination des autorités compétentes, également des textes pris par les Länder. Les documents annexes à la demande comprennent en particulier un rapport de sécurité. La demande fait l'objet d'une publication dans la presse et d'une enquête publique. L'autorité compétente s'applique dans son examen, non seulement aux conditions posées par le § 7 AtG mais aussi à l'observation des autres dispositions du droit public et en particulier du droit de la construction et du droit des eaux. Ces autorités s'entourent de l'avis de la Reaktorsicherheitskommission (RSK) et des Technischen Überwachungsverein (TUV).

L'exploitation des centrales nucléaires doit respecter les prescriptions liées aux diverses autorisations accordées ainsi que les dispositions très détaillées de l'Erste Strahlenschutzverordnung modifiée.

Cette ordonnance (§ 21) impose en particulier aux responsables de prendre les mesures appropriées, suivant les règles de la science et de la technique en matière de radioprotection, et par un réglage adéquat de la marche de l'entreprise, de réduire au minimum l'exposition et la contamination des personnes, des biens et du milieu naturel. Au surplus, cette ordonnance reprend et précise en tant que de besoin les dispositions des Normes de base d'EURATOM.

Les installations du § 7 AtG sont soumises au contrôle de l'Etat et l'autorité de contrôle, qui peut se faire assister d'experts, peut ordonner la prise de mesures destinées à mettre fin à une situation susceptible de créer un danger pour la vie, la santé et les biens, ou d'arrêter l'exploitation. La loi atomique a également prévu des sanctions pénales en créant un certain nombre de crimes et délits « nucléaires ».

1.2. *Royaume de Belgique*

a) Dispositions du droit commun des installations industrielles susceptibles de contribuer à la sécurité, même nucléaire, des centrales.

En vertu de la loi du 11 mars 1960 sur la protection des eaux contre la pollution, un arrêté ministériel du 12 mars 1956 a interdit le déversement de matières radioactives dans les eaux de la classe I et limite les concentrations mensuelles moyennes et instantanées dans les eaux des classes II et III. Le classement des eaux ayant été effectué au par-avant par l'arrêté royal du 29 décembre 1953.

En vertu de l'arrêté royal du 28 février 1963 (I Règlement général de protection) les établissements classés dangereux, incommodes ou insalubres et les appareils à vapeur visés par les titres I et IV du Règlement général pour la protection du travail (arrêté du Régent des 11 février 1966 et 27 septembre 1947, modifié) et qui sont indispensables au fonctionnement ou à l'exploitation de la centrale nucléaire, sont autorisés par les autorités désignées par l'arrêté du 28 février 1963. Toutefois, les renseignements et documents à fournir restent ceux définis par le Règlement Général.

L'arrêté royal du 28 février 1963 (II modifiant le règlement général pour la protection du travail) dispose que les infractions à ses dispositions sont constatées selon les cas, conformément aux dispositions de la loi du 29 mars 1958 (protection contre les dangers

des radiations) ou à celles des lois du 5 mai 1888 (Inspection des établissements dangereux et surveillance des chaudières à vapeur) et du 10 mars 1925 (Distribution d'énergie électrique).

b) Dispositions visant spécifiquement les activités nucléaires

Par deux arrêtés royaux du 28 février 1963, la Belgique s'est donnée une réglementation très complète des activités mettant en jeu des substances capables d'émettre des radiations ionisantes. Le premier de ces arrêtés, qui porte règlement général de protection de la population et des travailleurs contre le danger des radiations ionisantes, se présente pour partie comme une adaptation de la police des établissements classés dangereux et pour partie comme la fixation des voies et moyens destinés à assurer l'application des Normes de base d'Euratom.

Pour le premier aspect, les réacteurs nucléaires sont rangés dans la classe I et soumis pour leur construction et exploitation à une autorisation préalable accordée par arrêté royal. La demande d'autorisation doit être accompagnée de documents et renseignements concernant notamment le choix du site et les caractéristiques de l'établissement, les mesures de protection envisagées et un rapport décrivant les accidents les plus graves pouvant survenir ainsi que leurs conséquences prévisibles, une note très détaillée sur les mesures proposées pour la disposition des déchets radioactifs éventuels, enfin l'engagement de souscrire une police d'assurance couvrant « les responsabilités civiles ». Après enquête locale et avis du collège échevinal et de la députation permanente provinciale, la demande est soumise à une commission spéciale comprenant les directeurs des administrations intéressées et des experts scientifiques. Cette commission peut s'entourer de l'avis d'autres experts, notamment de celui d'Euratom, en particulier dans les cas prévus à l'article 37 du Traité de Rome. L'avis de la Commission peut comporter des conditions particulières non prévues au Règlement, conditions qui sont reprises dans l'arrêté d'autorisation et peuvent être modifiées ou complétées par la suite.

La mise en marche est subordonnée à un procès verbal de réception favorable dressé par un organisme agréé. Cet organisme intervient ensuite au cours de l'exploitation pour contrôler la bonne exécution du contrôle physique et approuver certaines décisions en ce domaine.

La protection sanitaire fait l'objet, dans les deux arrêtés précités, de nombreuses dispositions qui concernent le contrôle physique et le contrôle médical et qui précisent, souvent de manière heureuse, les moyens d'obtenir les résultats fixés par les « directives » d'Euratom.

1.3. République Française

a) Application des dispositions légales ou réglementaires auxquelles sont soumises les centrales thermiques

Les centrales nucléaires sont assimilées aux centrales thermiques classiques et soumises à presque toutes les dispositions légales ou réglementaires qui régissent la construction de l'exploitation de ces dernières.

Certaines de ces procédures: autorisation préalable d'établissement de centrales thermiques instituée par Décret Loi du 30 octobre 1935, déclaration d'utilité publique accordée après enquête publique et consultation des administrations intéressées, autorisation au titre des servitudes aéronautiques, autorisation de prise et rejet d'eau, sont susceptibles de par leur nature ou le mode d'instruction de permettre aux Pouvoirs Publics d'ap-

précier les risques présentés par l'installation et le caractère suffisant des mesures prévues pour y parer si l'on veut bien admettre une interférence à cet égard entre les aspects classiques et nucléaires.

En outre, la sécurité de la construction et de l'entretien des appareils à vapeur ou à pression de gaz est réglementée. Sur un plan plus général, ces centrales sont soumises aux dispositions du Code du Travail, à des dispositions non codifiées ou encore à des prescriptions professionnelles (UTE) prises pour assurer la sécurité et l'hygiène des travailleurs.

b) Réglementation propre aux centrales nucléaires

Outre les procédures de droit communautaire telle que celle qui est instituée par l'article 37 du Traité de Rome, le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 subordonne la « création » des installations nucléaires dites « de base », et en premier lieu les réacteurs, à une autorisation préalable accordée par décret, après enquête publique, avis d'une Commission interministérielle comprenant les représentants des Ministères intéressés et quelques experts et avis conforme du Ministère de la Santé Publique qui peut lui-même prendre l'avis du Conseil Supérieur d'Hygiène publique. Ce décret fixe les mesures auxquelles doit se conformer l'exploitant. Le respect de ces mesures est contrôlé, d'une part, par des inspecteurs des établissements classés spécialisés, d'autre part, par des agents du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants du Ministère de la Santé Publique.

En outre, EDF a cru devoir soumettre à l'examen d'une Commission interne du CEA (Commission de Sûreté des Installations Atomiques) un rapport de sécurité avant de mettre en marche ses réacteurs.

Nous indiquerons enfin que les Normes de base d'Euratom ont été mises en vigueur en France et que la promulgation de décrets arrêtés pris pour leur application est annoncée comme très prochaine, ainsi que des instructions pour l'établissement de plans ORSEC spécialisés pour faire face aux conséquences d'accidents nucléaires graves.

1.4. République Italienne

L'article 6 de la loi n° 1860 du 31 décembre 1962 sur l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire, tenant compte de la loi n° 1643 du 6 décembre 1962 instituant l'ENEL, a voulu éviter une superposition inutile de procédures et, en conséquence, a dispensé les centrales nucléaires de l'autorisation d'exploitation d'installation nucléaire à des fins industrielles. Par suite, en vertu du décret du Président de la République n° 1670 du 15 décembre 1962 la décision du Conseil des Ministres approuvant les programmes annuels et pluriannuels de l'ENEL et prévoyant la localisation et la construction de nouvelles centrales, vaut autorisation au titre de la loi nucléaire.

Toutefois, le Conseil des Ministres s'assure que le CNEN n'élève pas d'objections. Le CNEN est en effet tenu d'apporter sa collaboration à l'ENEL selon des modalités précisées par décret du Président de la République n° 185 du 13 février 1964. Ce décret dispose qu'avant de donner avis au Conseil de son absence d'objections, le CNEN doit examiner les mêmes documents (projet de masse, rapport de sécurité) que ceux qui seraient exigés d'un pétitionnaire suivant la procédure normale de la loi n° 1860. Après instruction technique et consultations des administrations intéressées, la Commission Technique du CNEN établit un rapport final qui précise les prescriptions à imposer pour la réalisation du projet.

Les projets de détails sont examinés par le CNEN sous l'angle de la sécurité nucléaire et de la protection sanitaire et cet organisme diligente auprès d'Euratom la procédure de l'article 37 du Traité de Rome.

Avant la mise en exploitation, les installations font l'objet d'un récolement par le CNEN. Le CNEN peut assister aux essais non nucléaires et doit approuver le programme d'essais nucléaires.

Après examen par le CNEN de documents tels que le rapport final de sécurité, les manuels d'exploitation, les propositions de prescriptions techniques, l'organigramme du personnel etc., la mise en exploitation est autorisée par décret du Ministère de l'Industrie.

Un collège de délégués à la sécurité, dont fait partie un expert du CNEN, est constitué pour chaque installation. Ce collège doit donner un avis préalable pour modifier certaines installations et consignes, élaborer des recommandations et un plan pour les hypothèses d'incidents.

Le décret comporte en outre des dispositions détaillées pour la mise en application des Normes de base.

1.5. *Grand Duché du Luxembourg*

En vertu d'une loi du 25 mars 1963 l'« emploi à des fins généralement quelconques » de substances capables d'émettre des radiations ionisantes est soumis à des conditions à déterminer par règlement d'administration publique. Ce règlement n'a pas encore été pris mais le projet dont nous avons eu connaissance est très voisin de l'arrêté royal belge du 23 février 1963.

1.6. *Royaume des Pays-Bas*

La loi sur l'énergie nucléaire (Kernenergiewet) n. 82 du 21 février 1963 n'est entrée que partiellement en vigueur (chapitre II instituant divers conseils ou commissions), car les décrets d'application précisant les procédures d'autorisation et les dispositions concernant la radioprotection n'ont pas encore été pris. Quand cette loi s'appliquera, la mise en service ou la modification des installations produisant de l'énergie nucléaire ou employant des matières fissiles sera soumise à une autorisation délivrée par les Ministères des Affaires Economiques et des Affaires Sociales et de la Santé Publique. Des conditions particulières pourront être imposées à tout bénéficiaire et les membres intéressés pourront prendre toutes mesures utiles pour protéger les personnes, les biens et le milieu naturel contre les dangers de contamination. Un contrôle de l'application de ces dispositions sera effectué.

En attendant cette entrée en vigueur, les autorisations de construction et de mise en exploitation d'installations nucléaires sont accordées conformément à la loi sur les établissements classés (Hinderwet) du 15 mai 1952. En outre, les administrations ont reçu l'ordre d'agir comme si la loi sur l'énergie nucléaire était en vigueur et, en conséquence, le contrôle effectué par les services de l'inspection du travail des matériels, même traditionnels comme les arbres de turbine, est plus sévère pour les installations nucléaires que pour les installations classiques. Les rejets d'effluents dans l'air ou l'eau sont soumis à limitation par le Ministère de la Santé.

En ce qui concerne la Centrale de Doodewaard un examen de la sécurité a été demandé à un groupe d'experts constitué par Euratom et le Ministère des Affaires Sociales a délivré une autorisation de construction.

2. Dispositions d'organisation interne prise par les producteurs d'électricité d'origine nucléaire

A titre d'exemple nous examinerons successivement les dispositions prises par les deux établissements publics ENEL et EDF, et par un producteur de statut de droit privé.

2.1. *Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (ENEL) (centrale nucléaire de Trino Vercellese)*

Bien que les trois centrales en service soient maintenant exploitées par l'ENEL il existe encore quelques différences entre les organisations internes de celles-ci. Si nous prenons à titre d'exemple l'organisation de la centrale de Trino Vercellese nous notons que la direction de la centrale a l'obligation de suivre les prescriptions, établies avec l'accord du CNEN comme nous l'avons vu dans la première partie de ce rapport qui figurent dans le décret d'autorisation de mise en exploitation. Outre des manuels d'opération du réacteur, ces prescriptions comportent des dispositions détaillées sur les épreuves périodiques, et l'entretien du matériel susceptible de jouer un rôle dans la sécurité présentée par l'installation. Un service de protection sanitaire est chargé de l'application du manuel de physique sanitaire approuvé par les pouvoirs publics et en particulier du contrôle physique. En ce qui concerne le contrôle médical, l'ENEL s'est assuré les services à titre de consultant de l'Institut de Santé et Médecine du Travail de Pavie (Prof. MAUGERI) dont un assistant donne régulièrement des vacances à la centrale. En cas d'urgence, il est prévu de recourir aux services d'un médecin local qui dispose d'une infirmerie dans la centrale.

2.2. *Electricité de France*

EDF, étant son propre architecte industriel, la sécurité nucléaire est étudiée par les Services de la Direction de l'Équipement dès le stade de conception des projets. A ce stade, puis au cours de la construction et ensuite pendant l'exploitation, le Service Général de Radioprotection effectue une mission de contrôle et de conseil.

Au cours de la construction et bien que le fournisseur soit tenu de livrer, en ordre de marche, l'ensemble partiel qui lui a été commandé, EDF ne se borne pas à une simple réception mais exerce une surveillance étroite de la construction du matériel dans les usines du constructeur. Lors du montage sur le site, le constructeur est tenu de prendre sous sa responsabilité les mesures nécessaires concernant notamment les dangers d'origine radioactive. En principe les entreprises sont regroupées à la diligence de l'Inspection du Travail dans un collège interentreprise chargé d'organiser et de surveiller collectivement l'hygiène et la sécurité.

En fin de montage, la bonne exécution est vérifiée et le matériel est exploité par le constructeur en marche semi-industrielle, marche qui peut être interrompue par EDF en cas de danger quelconque.

Quand un fonctionnement satisfaisant a été contrôlé, une période de garantie s'ouvre à l'issue de laquelle il est procédé à des opérations d'essais et de réception.

En outre, certains contrats, faisant usage de la faculté de recours prévue par la loi du 12 novembre 1965 et la Convention de Paris, prévoient dans certaines hypothèses de faute lourde, une pénalisation du constructeur, plafonnée dans son montant mais déclarée non assurable.

L'exploitation de la centrale est assurée par un personnel qui a reçu une instruction technique très complète et une information, appropriée aux niveaux et fonctions, en

matière de radioprotection. Ce personnel assiste auparavant au montage et participe à tous les essais.

La conduite et l'entretien du matériel font l'objet d'instructions écrites et de procédures déterminées auxquelles les agents intéressés se conforment en toute circonstance. Dans chacune de ces consignes il est accordé une attention prédominante à l'aspect de sécurité de l'installation. Si nécessaire, au cours de l'exploitation, tous les contacts utiles sont pris avec les experts en matière de sécurité du CEA.

Des consignes de radioprotection adaptées au cas de chaque centrale et approuvées par le Service Général de Radioprotection, sont mises en vigueur pour les essais, la marche normale et les incidents possibles. L'application de ces consignes est assurée en permanence par des agents spécialisés en radioprotection dont c'est la seule tâche, sous l'autorité du chef de centrale, responsable à cet égard envers le Service Général de Radioprotection.

2.3. *Kernkraftwerk Gundremmingen — RWE — Bayernwerk GmbH*

Bien que le caractère de droit public ou privé des « entreprises communes » de l'Euratom soit controversé, nous considérerons que du point de vue qui nous occupe l'organisation de la Centrale de Gundremmingen comme l'exemple d'une organisation conçue par des producteurs privés d'électricité.

L'organisation interne de la centrale comprend notamment une « division de radioprotection » (Abteilung Strahlenschutz), qui est responsable de la sécurité du personnel et de l'observation des prescriptions imposées par les autorités publiques.

La division de l'exploitation (Abteilung Betrieb) a pour mission de maintenir en bon état toutes les parties de l'installation et de satisfaire les obligations imposées par les autorités.

Les directives d'exploitation et de mise en service sont préparées par les fournisseurs et le personnel d'exploitation et sont soumises aux autorités.

Au cas où des éprouves sont nécessaires, délégation est donnée au TUV.

La RWE elle-même ne dispose pas de « division » particulière pour l'examen de la sécurité.

Conclusion

Il est certain que, dans les six pays de la CEEA, le droit applicable aux centrales nucléaires ne peut encore être considéré comme stabilisé et il résulte, par suite de ce caractère encore évolutif, que des développements ou perfectionnements sont à prévoir dans l'avenir. Au plan communautaire, la procédure de révision des Normes de base d'Euratom est engagée. En Allemagne, l'Erste Strahlenschutzverordnung a été modifiée l'an dernier et l'on attend la promulgation d'un troisième décret de radioprotection qui concernerait la dosimétrie. En France, la pratique s'est établie de faire précéder et suivre l'avis donné sur les demandes d'autorisation par la Commission Interministérielle par des examens plus techniques effectués par des experts. Cet examen porte en particulier sur un rapport de sécurité, qui n'est pas expressément prévu par les textes en vigueur. La pratique tend également à s'établir de subordonner la mise en service à une autorisation ministérielle prise au vu de l'avis favorable d'un groupe d'experts. Aux Pays-Bas, les dispositions de la loi atomique entrent progressivement en vigueur au fur et à mesure de la promulgation des décrets d'application.

En ce qui concerne la responsabilité civile, une situation semblable peut être observée. Les Conventions de Paris et de Bruxelles ne sont pas encore entrées en vigueur mais des progrès ont été récemment obtenus sur le plan des ratifications. En attendant, des lois provisoires ont été promulguées ou sont en préparation et la conservation ou la modification du système de canalisation adopté par l'Atomgesetz est discutée en Allemagne.

Quoiqu'il en soit des évolutions futures on doit constater qu'un effort très important a déjà été accompli pour réglementer l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire à des fins de production d'électricité, d'où résulte pour le public des garanties sérieuses en matière de sécurité nucléaire et de protection sanitaire.

On doit d'ailleurs constater que les producteurs d'Electricité ont devancé et dépassé les exigences posées par les textes légaux et réglementaires, en appliquant par exemple les Normes de base avant même que les textes nationaux les aient mises en vigueur ou aient précisé les voies et moyens de leur application ou encore, comme en France, en soumettant à un examen, par des experts, de la sécurité des centrales plus approfondi que celui exigé par la réglementation en vigueur.

Sur le plan de l'organisation interne, les producteurs ont multiplié les précautions par la formation poussée d'un personnel sélectionné et suffisamment nombreux, par un contrôle du matériel acquis attentif et un entretien soigneux, par l'élaboration de consignes détaillées et précises et de procédures permettant d'assurer une exploitation sûre de l'installation. Cette exploitation s'effectue sous le contrôle et avec les conseils de spécialistes de la protection sanitaire et bien entendu conformément aux prescriptions imposées par les pouvoirs publics et sous leur contrôle.

Organisation de contrôle de la sécurité des centrales nucléaires installées sur le territoire de la République Fédérale d'Allemagne

par

Monsieur SCHWARZER,

Institut für Reaktorsicherheit, Cologne, Rép. Féd. d'Allemagne

En vertu des dispositions du § 7 de la loi atomique allemande, les autorisations relatives aux installations nucléaires, c'est-à-dire aux installations de production, de fission ou de retraitement de combustibles nucléaires, ne peuvent être accordées que si « toutes les précautions dictées par le dernier progrès de la science et de la technique ont été prises pour éviter les dommages pouvant résulter de la construction et de l'exploitation de l'installation ».

Ces dispositions imposent à l'autorité habilitée à accorder l'autorisation, l'obligation de soumettre l'installation en question à des essais de sécurité très poussés. Toutefois, lesdits essais ne sont pas effectués par les soins de l'autorité elle-même, mais exécutés en son nom par des experts techniques et, plus particulièrement, par les services de contrôle technique (TUV). Les services techniques de contrôle, qui possèdent en Allemagne une expérience de longue date, sont des corporations de droit privé (associations enregistrées), qui assurent leur propre financement grâce aux recettes provenant de leurs activités, ce qui les rend indépendantes des subventions de tiers et, par conséquent, des pouvoirs publics. Dans l'industrie traditionnelle, le principe consistant à confier le contrôle technique à un organisme indépendant à la fois du demandeur et des autorités, chargé de faire l'expertise sans avoir pour autant le droit de donner des directives, s'est révélé extrêmement efficace; c'est pourquoi il a été adopté par l'industrie nucléaire. Les groupes d'experts nucléaires appartenant à ces services techniques de contrôle sont certes chargés par les autorités habilitées à délivrer les autorisations de procéder à l'examen détaillé de la centrale nucléaire en cause, mais ils s'efforcent en même temps d'agir en médiateurs du fait de leur position entre le requérant et les autorités.

Bien que le Bund ait délégué aux Länder le droit de délivrer les autorisations dans le domaine nucléaire, il n'en reste pas moins obligé d'exercer un certain contrôle sur les autorités des Länder chargées d'octroyer lesdites autorisations. Il est tenu de veiller, sous l'angle de la sécurité, à la parfaite application pratique de la procédure d'autorisation. Il est secondé dans cette tâche par la Commission de Sécurité des Réacteurs (Reaktorsicherheitskommission) qui groupe des experts reconnus par les milieux scientifiques et techniques.

Il existe, indépendamment de la Commission de Sécurité des Réacteurs (qui fait fonction de conseiller du Bund) et des services techniques de contrôle (qui font fonction de conseillers des autorités régionales), l'Institut de Sécurité des Réacteurs qui prête son concours aux deux groupes d'experts, en exploitant les données bibliographiques et la documentation, en collaborant à la rédaction des rapports d'expertise et en traitant certains problèmes particuliers relatifs à la sécurité.

Ce sont exclusivement des problèmes de sécurité et non pas de rentabilité d'une installation qui retiennent l'intérêt desdits groupes d'experts. Ils n'établissent de rapport favorable qu'après s'être assurés du fait

a) que les mesures techniques et administratives prises rendent suffisamment improbable tout accident nucléaire pouvant avoir des répercussions sur les tiers;

b) que les mesures techniques et administratives prises empêchent que les tiers ne reçoivent une dose supérieure à la dose admissible, au cas où un accident grave surviendrait en dépit des dispositifs de sécurité mis en place.

Tout avis favorable quant à la sécurité d'une installation nucléaire postule donc des études et des enquêtes détaillées de la part des experts. Le caractère exhaustif des expertises et l'étroite collaboration entre les services techniques de contrôle et la Commission de Sécurité des Réacteurs ont donné jusqu'ici d'excellents résultats en République fédérale.

Sans vouloir affirmer pour autant que ce mode d'expertise exclut avec certitude tout risque nucléaire (pareille affirmation serait d'ailleurs téméraire), nous avons la conviction que notre procédure élimine pratiquement toute possibilité d'omission susceptible de compromettre la sécurité des installations nucléaires.

Aperçu de la législation belge dans le domaine de la protection contre le danger des radiations ionisantes

par

Monsieur G. PENELLE

Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire (CEN), Mol, Belgique

Introduction

La législation belge en matière de protection de la population et des travailleurs contre le danger des radiations ionisantes englobe diverses lois; parmi les plus importantes, on peut citer: la loi du 29 mars 1958 relative à la protection de la population contre le danger résultant des radiations ionisantes, la loi du 10 juin 1952 concernant la santé et la sécurité des travailleurs ainsi que la salubrité du travail et des lieux de travail, l'arrêté royal du 16 avril 1965 spécifiant les dispositions applicables à la surveillance médicale des travailleurs professionnellement exposés aux radiations ionisantes.

Toutefois, c'est l'arrêté royal du 28 février 1963, portant règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre le danger des radiations ionisantes, paru au *Moniteur* du 16 mai 1963, qui constitue essentiellement la base légale sur laquelle la protection de la population et des travailleurs contre le risque des rayonnements est organisée en Belgique.

Ce règlement s'applique à toute substance, appareil ou installation capable d'émettre des radiations ionisantes ou recelant des sources de radiations, à l'exception des appareils de télévision, des sources de radiations ultra-violettes et des dispositifs qui sont du domaine militaire. Il s'agit donc d'un règlement de portée très générale. Il vise à réduire autant que possible l'exposition des personnes et des travailleurs aux radiations ionisantes et stipule à cette fin un ensemble de dispositions administratives et techniques; les dispositions les plus intéressantes du point de vue du groupe de travail seront synthétisées dans cet exposé.

1. Classement des établissements

Le règlement répartit les établissements présentant un risque d'exposition aux rayonnements des personnes ou des travailleurs en 4 classes. La classe I contient les réacteurs nucléaires, les usines de retraitement de combustibles nucléaires irradiés, les établissements qui détiennent ou mettent en œuvre des quantités de substances fissibles (uranium naturel exclu) supérieures à la moitié de la masse critique minimum.

En classe II, on trouve les établissements où sont mises en œuvre ou détenues des quantités quelconques de substances fissibles non prises à la classe I, ceux qui mettent

en œuvre ou détiennent des quantités de nuclides radioactifs dont l'activité totale est comprise dans une gamme de valeur X_2 définie par le règlement en fonction de la radiotoxicité des nuclides, ceux qui s'occupent de la collecte, du traitement, du conditionnement et du stockage des déchets radioactifs, ceux enfin qui utilisent des appareils non transportables générateurs de rayons-X pouvant fonctionner sous une tension de crête de plus de 200 kV, ou des accélérateurs de particules.

La classe III correspond aux établissements où sont mises en œuvre ou détenues des quantités de nuclides radioactifs dont l'activité totale est comprise dans une gamme de valeurs X_3 définie par le règlement en fonction de la radiotoxicité des nuclides, à ceux qui utilisent des appareils non transportables générateurs de rayons-X pouvant fonctionner à une tension de crête égale ou inférieure à 200 kV, à ceux qui utilisent des appareils transportables générateurs de rayons-X.

Enfin, la classe IV renferme les établissements où sont mises en œuvre ou détenues des quantités de nuclides radioactifs dont l'activité totale est comprise dans une gamme de valeurs X_4 définie par le règlement en fonction de la radiotoxicité des nuclides, à ceux qui mettent en œuvre ou détiennent des appareils contenant des substances radioactives en quantités supérieures aux limites X_4 précitées à condition que ces substances radioactives soient efficacement protégées contre tout contact et toute fuite, que la dose ne dépasse pas 0,1 mrem/h en tout point accessible distant de 0,1 m de la surface de l'appareil, que ces appareils soient d'un type approuvé par le Ministère de l'Emploi et du Travail et par le Ministère de la Santé Publique; finalement, on trouve encore en classe IV les établissements où sont mises en œuvre ou détenues des substances radioactives en quantités quelconques pour autant que la concentration de ces substances soit inférieure à 0,002 $\mu\text{Ci/g}$ et, en ce qui concerne les substances radioactives solides naturelles, à 0,01 $\mu\text{Ci/g}$.

2. Régime d'autorisation des établissements de classe I

Il n'est pas possible dans le cadre de ce bref exposé de détailler les dispositions administratives qui correspondent à chaque classe, mais il peut être utile de les résumer, à titre d'exemple, pour les établissements de la classe I, qui groupe les installations les plus importantes. De toute façon, les dispositions applicables aux classes II et III présentent une grande analogie dans leur conception avec celles qui concernent la classe I; les modalités d'application les différencient toutefois. Les établissements de classe IV ne sont soumis à aucune formalité d'autorisation ou de déclaration.

Pour en revenir aux établissements de classe I, le règlement stipule qu'ils doivent faire l'objet d'une autorisation préalable accordée par le Roi sous la forme d'un arrêté contresigné par le Ministre de l'Emploi et du Travail et par le Ministre de la Santé Publique.

Pour obtenir cette autorisation, le demandeur doit tout d'abord adresser au gouverneur de la province ou se trouvera son établissement un dossier composé selon les indications du règlement. Le gouverneur transmet ce dossier au bourgmestre de la commune de l'établissement et, éventuellement, aux bourgmestres des communes dont la limite territoriale se trouve à moins de 500 m de l'établissement. Ce ou ces bourgmestres portent la demande à la connaissance des habitants des communes intéressées et, pendant quinze jours, ceux-ci peuvent introduire leurs observations et réclamations. La demande et les observations auxquelles elle a donné lieu sont alors soumises par le ou les bourgmestres à leur collègue échevinal respectif.

Dans les quarante jours de réception de la demande, chaque bourgmestre est tenu de renvoyer au gouverneur la demande, les observations reçues et l'avis du collège.

Le gouverneur transmet alors le dossier à la députation permanente du Conseil provincial, qui émet un avis dans un délai de trente jours.

Le gouverneur adresse ensuite la demande et les divers avis obtenus à ce stade à la Commission spéciale; celle-ci a été créée dans le but d'assurer l'examen des demandes par un organe à compétence technique; elle se compose de fonctionnaires des ministères de la Santé Publique, de l'Emploi et du Travail, d'un membre du Commissariat à l'Energie Atomique, de dix personnes choisies pour leurs compétences scientifiques particulières.

La Commission spéciale peut exiger que le demandeur lui fasse connaître l'avis de tout expert ou organisme national, international ou étranger sur les aspects généraux ou particuliers de la sécurité ou de la salubrité de l'établissement.

Elle peut également solliciter directement cet avis. Dans les cas prévus à l'article 37 du Traité de Rome instituant la Communauté Européenne de l'Energie Atomique, la Commission spéciale sollicite l'avis de la Commission de l'Euratom, à l'intervention de l'Administration de l'Hygiène publique.

A l'intervention de celle-ci, elle peut aussi consulter la Commission de l'Euratom sur les aspects généraux ou particuliers de la sécurité ou de la salubrité de l'établissement. La Commission émet alors un avis provisoire au sujet duquel le demandeur dispose d'un délai de trente jours pour introduire ses remarques éventuelles; la Commission émet ensuite un avis définitif motivé.

Si cet avis est défavorable, l'autorisation est refusée; s'il est favorable, tout refus d'autorisation doit être motivé. La décision du Roi est notifiée sous forme d'arrêté contresigné par le Ministre de la Santé Publique et par le Ministre de l'Emploi et du Travail; l'arrêté est transmis à la Commission spéciale et au gouverneur de province qui en informe le demandeur.

Dans le cas où l'arrêté d'autorisation est favorable à sa demande, le demandeur peut alors entreprendre, sous sa responsabilité, les constructions et procéder aux installations conformément aux termes de l'autorisation accordée.

Avant la mise en exploitation, le règlement lui impose toutefois un ultime contrôle: la réception des installations par un organisme agréé. Cette réception porte sur le respect des dispositions du règlement et des conditions particulières imposées à l'établissement par l'arrêté d'autorisation, et la mise en exploitation ne peut avoir lieu que si le procès-verbal de réception de l'organisme agréé est entièrement favorable et autorise formellement cette mise en service.

Ceci clôt la liste des mesures destinées à assurer le contrôle d'une installation de classe I aux stades de la conception et de la réalisation.

3. Contrôle des établissements de classe I après mise en service

D'autres mesures sont prévues pour assurer le contrôle d'une installation de classe I durant l'exploitation.

La première mesure consiste en la création au sein de l'entreprise de classe I d'un service de contrôle physique de protection dont les missions, détaillées par le règlement,

visent à assurer la protection du personnel et des travailleurs contre les dangers des rayonnements. Une seconde mesure prévoit le contrôle permanent de la bonne exécution, par le service de contrôle physique, de sa mission; c'est à l'organisme agréé qui a effectué la réception des installations qu'incombe ce contrôle.

Si, au cours de la vie de l'entreprise de classe I, une modification ou extension importante était prévue, elle devrait faire l'objet d'une demande d'autorisation adressée à l'autorité compétente.

4. Etablissements des autres classes

Comme la chose a déjà été signalée, les mesures applicables aux établissements des classes II ou III s'inspirent du même souci que pour la classe I: soumettre toute demande d'autorisation à divers examens et maintenir un contrôle indépendant durant l'exploitation.

Seules les modalités d'application changent: le rôle de la Commission spéciale est joué en classe II par un Comité consultatif provincial, en classe III par la députation permanente du conseil provincial; l'autorisation royale est remplacée en classes II et III par l'autorisation de la députation permanente. Les installations de classe II doivent faire l'objet d'une réception par un organisme agréé avant la mise en exploitation.

En classes II et III, les entreprises doivent disposer d'un service de contrôle physique, contrôlé par un organisme agréé, ou bien elles doivent confier directement leur contrôle physique à un organisme agréé.

5. Missions du Service de Contrôle physique de protection

Il apparaît clairement que dans les entreprises de classes I, II et III, le législateur a confié un rôle très important au Service de Contrôle physique ou à l'organisme agréé qui joue son rôle. Pour marquer cette importance le législateur a énoncé de manière relativement détaillée les missions qu'il attribue au Contrôle physique; celui-ci doit, notamment:

délimiter et signaler les zones contrôlées; examiner et contrôler les dispositions et les moyens de protection existants; proposer les moyens de protection complémentaires qu'il juge nécessaires; examiner, approuver préalablement et réceptionner du point de vue du Contrôle physique les projets d'installations comportant un danger d'irradiation et de criticité ainsi que leur implantation dans l'établissement; examiner et approuver préalablement les expériences, essais, traitements et manipulations pouvant présenter du danger et non encore approuvés sous une forme identique par le Contrôle physique; surveiller le fonctionnement et l'emploi correct des instruments de mesure; examiner et approuver préalablement les projets de transport de substances radioactives ou fissibles à l'intérieur ou à l'extérieur de l'établissement, non encore approuvés sous une forme identique par le Contrôle physique; surveiller l'emballage, le chargement, le déchargement à l'intérieur de l'établissement des substances radioactives ou fissibles en veillant au respect des dispositions réglementaires; déterminer l'intensité du rayonnement et la nature des radiations dans les endroits intéressés, déterminer les contaminations radioactives, la nature des substances radioactives contaminantes, leur activité, leur concentration volumétrique ou superficielle, leur état physique et si possible leur état chimique; déterminer les doses individuelles et les doses cumulées; étudier les mesures nécessaires pour prévenir tout incident, tout accident, toute perte ou vol de substances radioactives ou fissibles.

6. Missions de l'organisme agréé

L'organisme agréé correspondant aux établissements de classe I doit être un organisme agréé en classe I; pour les établissements de classe II ou III, ce doit être un organisme de classe I ou II. Les modalités d'agrément des organismes sont exposées dans le règlement.

Comme la chose a déjà été citée, une première mission de l'organisme agréé consiste en la réception des établissements des classes I et II. Une seconde tâche réside dans le contrôle de la bonne exécution de sa mission par le service de Contrôle physique des établissements de classe I; en classes II et III ce contrôle ne doit être prévu que si le Contrôle physique n'est pas confié directement à l'organisme agréé.

Outre cette mission générale, l'organisme agréé a des missions particulières. En classe I, il doit contrôler et approuver les décisions du service de Contrôle physique, relatives aux projets d'installations comportant un danger d'irradiation ou de criticité et à leur réception; contrôler et approuver les décisions du service de Contrôle physique en ce qui concerne les projets de transport de substances radioactives ou fissibles; contrôler et approuver les décisions du service de Contrôle physique relatives aux expériences dans les réacteurs nucléaires ou à l'aide de substances fissibles; il doit en outre assurer la surveillance permanente du chargement, du transport et du déchargement de substances fissibles (uranium naturel exclu) en quantité dépassant la moitié de la masse critique minimum.

En classes II et III l'organisme agréé doit assurer les mêmes missions particulières, à l'exception de celles qui concernent les expériences dans les réacteurs nucléaires ou à l'aide de substances fissibles, et la surveillance permanente des transports de matières fissibles en quantités dépassant la moitié de la masse critique minimum.

7. Autres dispositions du règlement

Il n'est pas possible de citer ici en totalité les mesures prévues par le règlement belge pour assurer la protection des travailleurs et des personnes contre le danger des radiations ionisantes. Outre les dispositions importantes qui viennent d'être exposées, on peut encore dire que le règlement recommande le respect des normes de base fixées par le Conseil de la Communauté européenne de l'énergie atomique, qu'il prévoit le contrôle médical des travailleurs et leur information quant aux dangers d'irradiation, qu'il édicte des règles d'accès aux zones contrôlées, des règles d'évacuation des déchets radioactifs, des règles sur l'importation, le transit et la distribution des substances radioactives, sur la détention et l'utilisation de substances radioactives à des fins médicales, sur la propulsion nucléaire etc...

Techniques de sécurité et risques atomiques

par

Monsieur A. CALORI

Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare (CNEN), Rome, Italie

J'ai écouté avec beaucoup d'intérêt la discussion qui s'est déroulée jusqu'à maintenant. Permettez-moi d'y ajouter quelque chose, tout d'abord en donnant un bref aperçu général sur la procédure de loi italienne pour compléter le cadre que vous venez de faire, concernant les tâches des Organismes de contrôle dans les six Pays de la Communauté.

En Italie, la procédure légale pour le contrôle de sécurité sur l'activité nucléaire du Pays est contenu dans la Loi Nucléaire de décembre 1962 et dans le Décret du Président de la République de février 1964.

Avant d'entrer dans les détails de cette procédure, pour donner un cadre général du problème, je voudrais simplement citer les Organismes principaux qui participent au contrôle de sécurité sur les installations nucléaires.

Ils sont:

— *Le Ministère de l'Industrie et du Commerce*, parfois avec d'autres Ministères selon leurs compétences, avec deux tâches principales:

- a) donner l'autorisation à la construction,
- b) donner la licence d'exploitation.

— *Le Ministère de l'Intérieur* avec la tâche de mettre en œuvre les procédures en vue du plan d'urgence de l'installation sur la base des prescriptions techniques, c'est-à-dire de l'évaluation des conséquences aux environs en cas d'accident grave, qui ont été approuvées préalablement par la Commission Technique du CNEN dont on parlera ensuite.

— *Le Comité National pour l'Energie Nucléaire (CNEN)*, avec trois tâches principales:

- a) donner son avis aux Organismes de l'Etat,
- b) donner le permis d'effectuer les essais nucléaires,
- c) contrôler la construction et l'exploitation.

— *Les Pouvoirs publics locaux*, pour l'octroi des permis aux activités nucléaires mineures.

— *La Commission Technique du CNEN*, qui donne son avis au CNEN même sur des problèmes techniques particuliers.

— *Le Conseil Interministériel de coordination* pour des questions juridiques et procédurales.

Je voudrais donner maintenant, un bref aperçu général de la procédure établie par le Décret du Président de la République de février 1964, en ce qui concerne, par exemple, l'autorisation à la construction et à l'exploitation des réacteurs de puissance.

Grosso modo, on peut y reconnaître 4 phases principales:

1. *Autorisation* à la construction, donnée par le Ministère de l'Industrie et du Commerce, après une évaluation du site et du projet préliminaire faite par le Comité National pour l'Energie Nucléaire et d'autres Ministères.

2. *Permis*, donné par le CNEN, après l'avis de sa Commission Technique, pour:

a) construire et mettre en œuvre les parties de l'installation jugées essentielles pour la sécurité,

b) effectuer les essais.

3. *Licence* d'exploitation, donnée par le Ministère de l'Industrie et du Commerce, après l'avis du CNEN qui donne des prescriptions techniques, c'est-à-dire des limites pour l'exploitation sûre de l'installation.

4. *Surveillance et contrôle* pendant la construction et l'exploitation, effectuée par le CNEN.

Ce sont les lignes essentielles sur lesquelles notre procédure légale se base.

Permettez-moi maintenant d'ajouter quelques remarques de ma part, du point de vue des techniciens qui s'occupent de sécurité nucléaire.

Ce n'est pas un problème qui se pose aujourd'hui, celui d'évaluer les risques qui sont liés à la construction et à l'exploitation des installations industrielles. Toute installation industrielle en effet, bien qu'apportant des avantages pour l'humanité, présente aussi des risques, soit pour le personnel d'exploitation, soit pour la population des environs.

Ce qu'on a fait, depuis longtemps, c'est de mettre en rapport les risques avec les avantages et d'en tirer les conclusions et, par conséquent, les normes à établir par la loi.

Naturellement, cela ne veut pas dire qu'il n'y aura pas d'accidents: bien au contraire, lorsqu'on fixe la limite de vitesse des voitures, par exemple, on sait bien qu'on aura quand même des accidents. Pourtant on a jugé que les accidents qui vraisemblablement vont se produire avec cette vitesse, coûteront moins cher qu'une réduction ultérieure de la vitesse même. En d'autres termes, c'est toujours un compromis entre risques et coûts et il faut disposer d'une statistique sur laquelle on puisse fixer cette valeur optimale. Dès qu'on a fixé cette valeur, on a déjà automatiquement des normes. Il est impossible de faire la même chose, du moins aujourd'hui, dans le domaine de la sécurité nucléaire. C'est-à-dire, on ne peut pas avoir de normes fixes en matière de sécurité nucléaire qui permettent automatiquement la construction et l'exploitation des établissements nucléaires avec un certain standard de sécurité, *primo* parce que le développement de la science et de la technique nucléaires est encore si rapide qu'on ne peut pas le suivre avec des normes et des lois. *Secundo*, parce que les installations nucléaires sont trop différentes les unes des autres et il serait impossible de fixer des règles de construction et d'exploitation communes. A ce point-là, que faire? La réponse à cette question a été donnée depuis long-

temps par tous les techniciens nucléaires du monde: il ne faut pas fixer des normes précises, mais des procédures qui permettent l'examen et l'évaluation de la sécurité, examen et évaluation qu'on fera cas par cas, en établissant, avec la compétence technique des spécialistes, des règles de sécurité communes entre les différentes installations. C'est bien ça qu'on a fait dans tous les pays du monde.

A ce point-là je voudrais en tirer deux considérations: tout d'abord, du côté de l'industrie conventionnelle, il y a un jugement basé sur une statistique du nombre d'accidents survenus avec telle ou telle réalisation technique (soit-elle un type de freins installé sur une voiture, des coefficients de sécurité pris dans la construction d'une maison, ou bien la qualité des instruments pour le contrôle d'une chaudière).

Dans l'industrie nucléaire, il y a, à côté d'une statistique qui devient toujours plus nombreuse, une évaluation des risques faite par des spécialistes et des techniciens, et réglée par une procédure de loi.

Voilà mon premier point; quand on parle des risques nucléaires et conventionnels, il ne faut pas oublier le fait que, du côté nucléaire, il y a en plus ces méthodes et ces techniques qui devraient nous inspirer toute confiance quant à la sécurité des installations nucléaires.

Mais il y a quelque chose encore: je voudrais souligner que je n'ai parlé jusqu'à maintenant que de *risques*, c'est-à-dire, de probabilité qu'un accident, nucléaire ou conventionnel, puisse se produire et pas de *conséquences* qu'on aurait si l'accident se produit.

En effet c'est tout ce qu'on fait, dans la plupart des cas en matière de sécurité dans l'industrie conventionnelle; c'est-à-dire, quand on a fixé par exemple la limite de vitesse des voitures sur la base d'une évaluation des risques, personne ne songe aux conséquences qu'on pourrait avoir, ou mieux, qu'on aura certainement, en cas d'accident. C'est simplement le prix, bien connu auparavant, dont on va payer les avantages offerts par la vitesse. Personne ne songe à imposer des limites ultérieures si, étant donné un certain risque qui, je répète, a déjà été jugé adéquat, les conséquences d'un accident seraient trop élevées. Au contraire, c'est ça qu'on fait dans les études de sécurité nucléaire: on ne se borne pas à *l'évaluation des risques*, mais on fait aussi *l'analyse des accidents*.

Le résultat de ces deux études sert à fixer les limites de sécurité dans les installations nucléaires, tandis que la vitesse maximale ou le choix du type de freins pour les voitures sont basés simplement sur des considérations de risques.

Seulement aujourd'hui on commence, dans la technique conventionnelle, à introduire des concepts de ce genre: par exemple des constructeurs de voitures font des simulations d'accidents d'où l'on tire des améliorations techniques pour les voitures mêmes, mais ce sont là des cas exceptionnels.

Je voudrais maintenant tirer les conclusions de mon bref exposé.

On ne peut que souhaiter pour l'avenir des liens plus étroits entre les Compagnies d'assurance et les techniciens qui s'occupent de sécurité nucléaire. Cela donnerait une reconnaissance pratique des efforts faits dans le domaine de la sécurité nucléaire et en même temps permettrait aux Compagnies d'assurance de se faire des idées claires et réelles sur les niveaux de sécurité très élevés de l'industrie nucléaire et par conséquent, de fixer les primes avec une connaissance plus étendue du problème.

Je suis sûr que les techniciens sont prêts à mettre à la disposition des Compagnies d'assurance toutes leurs études et les résultats obtenus dans les laboratoires spécialement équipés pour la recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire.

Régime d'autorisation applicable à l'exploitation de réacteurs nucléaires aux Pays-Bas

par

Monsieur J. WEBER

Ministère Néerlandais des Affaires sociales et de la Santé Publique

Aux Pays-Bas, l'exploitation d'une installation productrice d'énergie nucléaire est soumise à un régime d'autorisation. A l'heure actuelle, l'octroi d'une autorisation est régi par la loi sur les établissements dangereux, incommodes ou insalubres (Hinderwet); à l'avenir, il sera régi par la loi nucléaire. La demande d'autorisation est examinée par les soins de la Commission interdépartementale pour l'Energie nucléaire. En un premier temps, le lieu d'implantation projeté fait l'objet d'une discussion au sein de la « Commission d'implantation ».

Les aspects relatifs à la protection sanitaire sont étudiés au sein d'une Commission du Conseil de la Santé qui groupe des fonctionnaires des différents services publics intéressés. Ladite Commission confie les aspects techniques de la sécurité du réacteur au Directeur général du Travail, lequel institue à cet effet une commission spéciale.

Dans toute la mesure du possible, des experts indépendants sont invités à prendre part aux travaux des deux commissions.

Les commissions font l'examen des rapports de sécurité et prennent contact avec le demandeur. Le cas échéant, il est fait appel à la collaboration d'institutions internationales. C'est ainsi qu'un symposium IAEA a été organisé à propos du réacteur à haut flux de Petten et du KSTR d'Arnhem, tandis qu'un groupe Euratom formule des recommandations au sujet du réacteur GKN de Dodewaard.

Après la mise en chantier de la centrale, les phases successives de construction font l'objet d'études effectuées conjointement par les inspecteurs des services de contrôle et les commissions qui suivent ainsi pas à pas les différentes étapes de l'avancement des travaux. En principe, l'octroi de l'autorisation est subordonnée à un certain nombre de conditions. L'inspecteur régional de la Santé publique et le Chef de district de l'Inspection du Travail sont les principaux responsables de la bonne exécution des obligations en la matière.

Ils peuvent à tout moment demander l'avis des experts qui ont participé à l'élaboration des projets. Dans la pratique, toute modification et tout aménagement apportés à l'installation donnent lieu à une consultation de ce genre.

Techniques de sécurité et risques atomiques

par

Monsieur W. VINCK

*Direction Générale Industrie et Economie,
Communauté Européenne de l'Energie Atomique (EURATOM)*

I. Première partie: Précautions et efforts entrepris afin d'assurer l'exploitation en toute sécurité d'installations nucléaires, en particulier centrales nucléaires

1. Préambule

Les exploitants et constructeurs de réacteurs de puissance ont donné, au cours des exposés précédents, un aperçu complet des précautions de caractère structurel et des conditions d'exploitation qui permettent une exploitation sûre des centrales nucléaires.

Comme vous le savez, des organismes techniques indépendants des exploitants et des constructeurs sont à leur tour chargés d'examiner les aspects de sécurité des installations nucléaires: c'est sur la base d'un tel examen technique approfondi et indépendant qu'un permis de construction et de mise en exploitation est ensuite octroyé suivant des procédures administratives propres à chaque Etat. Souvent, d'ailleurs, cet examen technique est exécuté dans le cadre d'une collaboration internationale entre plusieurs de ces organismes, et Euratom a eu l'occasion de promouvoir et de coordonner à plusieurs reprises une telle collaboration.

Dans une première partie de mon exposé, je tenterai de donner un aperçu des méthodes de travail utilisées au cours d'analyses indépendantes de sécurité, de donner quelques exemples illustratifs des précautions prises et de l'effort consacré à la Sécurité du point de vue structurel, de caractère analytique, ainsi que du point de vue de l'inspection périodique et des programmes expérimentaux d'appoint ad hoc.

Je m'efforcerais de ne pas trop répéter les données fournies déjà par les exploitants et constructeurs, mais je m'excuse d'avance auprès de certains parmi vous, si je reprends en partie des informations avancées lors du 3^e Colloque avec les Assureurs d'Aix-en-Provence de 1964.

2. Méthodes de travail utilisées pour les évaluations de sécurité de projets

Afin de rendre possible une évaluation indépendante de la sécurité d'une centrale de puissance, l'exploitant est appelé à soumettre, en collaboration avec l'architecte industriel et le constructeur, un « Rapport de sécurité ».

Ce rapport est essentiellement composé de deux grandes parties: une partie descriptive et une partie « analyse de situations anormales ou d'accidents ».

La partie descriptive comprend, à côté des données au sujet du site, des données précises sur les installations principales et auxiliaires telles que

— la conception mécanique, thermo-hydraulique et nucléaire du cœur et l'instrumentation de contrôle et de protection,

— la conception des circuits primaires et ses composantes, des circuits auxiliaires, des systèmes d'appoint et de secours, de l'installation électrique principale et de secours, de l'enveloppe de sécurité ou autres systèmes similaires, etc... En outre, cette partie descriptive comportera également des informations détaillées sur l'organisation de l'exploitation, incluant la formation du personnel qualifié, le programme des essais des parties et pièces de l'installation, le programme de mise en marche de l'ensemble de l'installation, et les procédures importantes d'exploitation (les procédures normales aussi bien que les procédures en cas d'urgence).

Dans l'ensemble de cette partie descriptive, on mettra l'accent sur les composantes et les appareils qui constituent des moyens à assurer la sécurité d'exploitation.

La partie que j'ai appelée « analyse de situations anormales ou d'accidents » comporte une analyse approfondie des conséquences du mauvais fonctionnement de certaines parties de l'installation. Divers types d'accidents seront ainsi analysés et je n'en cite que quelques-uns qu'on rencontre régulièrement dans un dossier de sécurité:

- accident de mise en marche du réacteur,
 - arrêt de courant à une ou plusieurs pompes primaires ou à une ou plusieurs soufflantes,
 - arrêt de turbine,
 - injection d'eau froide dans le cas d'un réacteur à eau,
 - fuites dans le circuit primaire, c'est-à-dire perte de réfrigérant,
- etc.

En somme, tous ces accidents qu'on considère comme hypothétiques sont ainsi analysés pour en définir les conséquences pour l'installation même, ainsi que, le cas échéant, pour le personnel d'exploitation et pour la population environnante.

Parmi ces accidents, on traitera également d'un accident de gravité maximale, mais de probabilité réduite, c'est-à-dire le fameux accident « maximal hypothétique ». Il me semble qu'il mérite d'être souligné que les hypothèses de calcul qu'on adopte dans l'analyse des divers accidents hypothétiques s'avèrent généralement très conservatrices. En effet, dans le cadre d'un programme expérimental portant sur la sécurité de réacteurs exécuté à la National Reactor Testing Station de Idaho Falls, des excursions nucléaires accidentelles ont été simulées dans des cœurs constitués de combustibles de type très variable. Je pense ici aux essais BORAX et SPERT.

Ces essais d'excursions sévères ont toujours donné lieu à des conséquences physiques et mécaniques sur le cœur du réacteur et sur le circuit primaire beaucoup moins graves que celles qui avaient été prédites par le calcul théorique.

En passant en revue les divers objets qui constituent la base d'un rapport de sécurité, on peut aisément comprendre que ce ne sera pas en une seule étape que l'exploitant et le constructeur pourront soumettre les aspects de sécurité de leur entreprise à ces organismes techniques qui ont comme tâche d'apprécier de façon indépendante la sécurité inhérente et structurelle d'une installation nucléaire.

En effet, pendant la préparation du site et la construction, la conception de l'installation se confirme et peut encore sensiblement varier par rapport à la conception originale. Ainsi, par exemple, la conception du cœur du réacteur qui est, par ailleurs, déterminant pour l'analyse des accidents, ne sera généralement figée qu'assez tard pendant la construction.

C'est pourquoi, le plus souvent, au lieu de soumettre un seul rapport de sécurité, d'abord un rapport de sécurité préliminaire est soumis afin d'obtenir le permis de construction. Ce rapport est suivi de rapports complémentaires au fur et à mesure qu'avancent la conception et la construction, et finalement, un rapport de sécurité définitif est soumis afin d'obtenir le permis de mise en marche. Ce dernier rapport comportera d'ailleurs le programme détaillé des essais de mise en marche de l'ensemble de l'installation.

Il appartiendra aux ingénieurs et physiciens qui effectueront l'évaluation indépendante de toutes ces données, de se familiariser avec le projet, d'en faire une appréciation critique et d'effectuer éventuellement des calculs vérificateurs.

Un des objectifs principaux de cet exercice est de détecter des domaines dans la conception du projet ou dans les procédures de mise en marche et d'exploitation pour lesquels des problèmes de sécurité n'ont pas été reconnus par l'exploitant et le constructeur et qui constituent un risque pour le personnel d'exploitation ou pour la population.

Ainsi, pendant une évaluation indépendante, on se posera, par exemple, les questions suivantes:

— Quelles sont les possibilités d'avoir des incidents mineurs, ou majeurs par suite de fausse manœuvre ou par suite de défektivité de certaines parties de l'installation? En quelle mesure est-on protégé contre de telles éventualités?

— Quelles sont les pièces et parties ou caractéristiques de la conception qui pourraient donner lieu à des difficultés, en se référant à une mauvaise expérience dans d'autres installations?

Quelles sont les pièces et parties ou caractéristiques de la conception qui ne sont pas encore suffisamment éprouvées par des essais ou par l'exploitation d'installations existantes?

— Quelle confiance peut-on avoir dans l'une ou l'autre composante de l'installation en cas d'urgence?

— Est-ce que telle ou telle composante vitale est vulnérable ou pas en cas de situation anormale?

et ainsi de suite.

Comme je l'ai déjà fait ressortir, il y a quelques instants, une évaluation sérieuse de la sécurité portant sur une installation particulière et effectuée par des organismes techniques indépendants s'étale en effet sur plusieurs années. Elle implique que ces organismes interrogent fréquemment les exploitants, les architectes industriels et les constructeurs au fur et à mesure du développement de la conception, et elle implique aussi des discussions techniques fréquentes entre les divers intéressés, pendant lesquelles les points de vue sont confrontés.

Je me permets de faire ressortir ici que les ingénieurs et physiciens qui ont à effectuer ces études d'appréciation, acquièrent par l'évaluation de divers projets d'installation une expérience appréciable. Cette expérience très vaste leur permet de manifester de façon indépendante des idées vis-à-vis d'un détail de conception particulier qui avait échappé

à l'architecte industriel, au constructeur et à l'exploitant. Si ces idées sont raisonnables, ceci revient finalement au bénéfice de l'exploitant, car la modification de conception ou de procédure d'exploitation qui en résulte, le cas échéant, ne peut qu'améliorer l'exploitation sûre de son installation. Cela mérite d'être dit, car parfois, les exploitants de réacteurs considèrent les organismes responsables de cette évaluation indépendante de la sécurité comme des « casse-pieds ».

3. Exemples illustratifs des précautions prises pour assurer l'exploitation sûre des réacteurs

3.1. Précautions structurelles

Du point de vue des précautions de caractère structurel, il n'y a rien à ajouter aux multiples exemples énoncés dans les exposés précédents, et aux quelques exemples que j'ai cités au Colloque d'Aix-en-Provence.

En somme, les systèmes de régulation et de contrôle, les marges de sécurité dans le choix des matériaux et la conception des divers composants de l'installation nucléaire, les systèmes mécaniques et électriques de protection et de secours, et — pour certains réacteurs — les concepts de confinement sont tant de domaines où l'on prend des précautions qui peuvent franchement être tenues pour conservatrices.

3.2. Précautions de caractère analytique

Ce conservatisme et la prudence s'étendent également aux analyses théoriques de situations accidentelles supposées potentiellement possibles, quoique parfois d'une probabilité infiniment réduite.

Je me limiterai à ne citer qu'un seul exemple de conditions accidentelles vraiment très graves. J'ai choisi celui de l'accident de perte de réfrigérant primaire, pouvant mener à l'accident appelé « accident maximal hypothétique » ou « accident de référence pour le plan d'urgence ». Dans ce cas, les multiples barrières qui retiennent les substances nocives nucléaires dans l'installation nucléaire (le combustible métallique ou céramique, la gaine autour des combustibles, la cuve) peuvent être perdues. C'est pourquoi tous les réacteurs possèdent — dans une mesure variable en qualité, suivant le danger potentiel qu'ils représentent d'après leur type et leurs caractéristiques d'exploitation — une quatrième, et, même dans certains cas, une cinquième barrière de protection.

Le caractère et la qualité de ces ultimes barrières qu'on appelle généralement « confinement secondaire » seront déterminés principalement par la puissance du réacteur, par la sécurité intrinsèque au type du réacteur, par les précautions structurelles complémentaires de secours (engineered safeguards), et par les conditions du site choisi. Les types de confinement secondaire sont assez nombreux: on va du simple bâtiment de réacteur, à l'enveloppe en acier simple, à l'enveloppe en acier doublée d'une enveloppe en béton avec ou sans rejet contrôlé des produits actifs qui pourraient atteindre l'interstice, au concept de « suppression de pression » ou « double suppression de pression », etc.

Ces divers types de confinement secondaire ont cependant un point en commun: leur calcul et conception — déjà par les constructeurs et à fortiori par les organismes de contrôle indépendants — est exécuté en appliquant les hypothèses de calcul et paramètres les plus conservateurs. Le but du calcul sera de démontrer que même si l'accident le

plus grave de perte de réfrigérant se produisait, les conséquences radiologiques ne présenteraient pas de « conséquences radiologiques excessives » (undue hazard) pour les populations environnantes et autant que possible pour le personnel d'exploitation.

Certains des paramètres qui interviennent dans nos calculs comportent des incertitudes assez larges. Comme je viens de l'indiquer, d'ailleurs, il est répondu à cette incertitude en incorporant dans les calculs toujours les conditions les plus sévères. Mais en outre, on dépense actuellement des millions d'u.c. afin de serrer expérimentalement de plus près quelle pourrait être réellement l'importance respective des phénomènes physiques, chimiques et thermo-dynamiques assez complexes, si un accident de cette gravité devait arriver. Je me réfère au programme LOFT (actuellement en cours d'exécution à la NRTS - Idaho) ainsi qu'aux programmes de confinement et de rétention de l'iode radioactif menés par le Battelle Research Institute à Hanford et par le ORNL. Tous ces programmes expérimentaux simulent une ou plusieurs phases de l'accident le plus grave qu'on puisse s'imaginer pour un réacteur à eau.

A côté du type d'accident grave que j'ai traité ci-dessus, j'aurais pu tenir un raisonnement analogue pour d'autres accidents hypothétiques graves tels que des ruptures de tuyauterie primaire en-dehors de l'enceinte de sécurité secondaire, ou encore tels que des accidents très sévères de réactivité ⁽¹⁾. Mais cet exercice nous amènerait trop loin, et de toute façon, on y rencontre le même conservatisme et la même prudence, aussi bien du point de vue structurel que du point de vue analytique que celui que je viens d'esquisser.

Aussi, de nouveau les efforts en argent et en personnel consacrés à des programmes expérimentaux d'appoint, tant par les constructeurs que par les organismes d'intérêt public sont considérables ⁽²⁾.

3.3. Précautions résultant des essais et de l'inspection périodique

Les précautions structurelles et de caractère analytique, ainsi que les efforts qui y sont consacrés par tous les intéressés, et que je viens d'esquisser rapidement, ne sont pas encore considérés comme suffisants pour assurer la sécurité d'exploitation exigée d'une centrale nucléaire.

Mis à part les essais sévères de composants et d'unités industrielles à la réception de l'installation, il convient d'insister plus particulièrement sur les révisions, entretiens et inspections périodiques. Tout comme pour une voiture automobile, l'inspection périodique est d'une importance accrue avec l'âge de l'installation. Presque chaque jour nous pouvons nous rendre compte que même des réacteurs considérés de type éprouvé nécessitent une attention particulière en raison de défaillances possibles de composants parfois essentiels du point de vue sécurité. N'oublions pas qu'une centrale nucléaire doit être exploitée avec un maximum de taux de charge pendant une période de 20 à 30 ans, et qu'actuellement, les centrales importantes les plus anciennes connaissant une période d'exploitation de quelques années seulement. Les exploitants de réacteurs et les organismes de contrôle ont tout intérêt de définir avec soin les possibilités et procédures d'inspection, accompagnées éventuellement d'essais renouvelés de parties importantes de l'installation nucléaire, pendant l'exploitation ou pendant les périodes d'arrêt. Les intéressés sont bien conscients de ce problème et ceci constitue d'ailleurs une des préoccupations grandissantes de bon

(1) Ejection de barres de contrôle, chutes de combustibles, perte de barres de contrôle, etc... Toutes donnent lieu à des excursions nucléaires rapides.

(2) Par exemple, programme SPERT pour excursions rapides.

nombre d'exploitants et d'organismes indépendants de contrôle. Dans les plus avancés en matière des applications nucléaires, un effort considérable de systématisation des méthodes d'inspection à envisager est d'ailleurs entrepris.

3.4. Personnel d'exploitation

Finalement, je crois qu'il est superflu d'insister longuement sur les efforts entrepris partout afin de former et d'agréer un personnel d'exploitation expérimenté et conscient de sa responsabilité. Ici de nouveau c'est l'exploitant même qui est le premier intéressé à éviter des erreurs humaines.

II. Deuxième partie: Essais de définition du risque nucléaire et expérience pratique disponible

1. Préambule

Au cours de la première partie de mon exposé, j'espère avoir donné une idée de l'énorme somme d'efforts en personnel et argent consacrée par tous les intéressés à l'exploitation sûre des centrales nucléaires.

Je crois qu'à cette occasion on a pu se rendre compte que — quoique qualitativement similaire — en importance absolue, les précautions prises dans le nucléaire dépassent largement ce qu'on rencontre pour les installations conventionnelles, en particulier pour des installations industrielles potentiellement dangereuses telles que des usines chimiques (engrais, explosifs), des usines d'explosifs ou l'industrie du pétrole.

Je pense aussi que ces précautions et efforts constituent en fait le meilleur moyen d'apprécier le risque que comporte l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire et constituent la meilleure garantie pour la sécurité d'exploitation.

Néanmoins, je compte vous entretenir, en termes généraux, des possibilités et limitations d'essais de définition quantitative du risque nucléaire. Et je me consacrerai d'abord aux risques que comporte l'exploitation normale des installations et ensuite aux risques amenés par des incidents mineurs ou accidents majeurs intervenant à ces installations.

2. Risque atomique en exploitation normale par rapport à d'autres risques, dits conventionnels

Comme vous le savez, les conditions d'exploitation normale d'installations nucléaires sont déterminées par les doses maximales admises pour des personnes professionnellement exposées et pour les populations. De plus en plus fréquemment, il est admis que le concept de « dose maximale admise » devrait être déterminé par l'équilibrage du risque qu'impliquent l'utilisation des radiations radioactives et du bénéfice que l'humanité retire de l'utilisation de cette radioactivité. C'est d'ailleurs l'ICRP (International Commission on Radiological Protection) qui a fait ressortir l'opportunité, voir la nécessité, d'une telle conception.

Lors de mon exposé d'Aix-en-Provence, j'avais cité un exemple indicatif de l'influence de diverses activités modernes, de divers modes de vie et de conditions physiologiques sur la longévité des êtres humains.

Récemment, Monsieur F.D. Sowby, membre de l'ICRP a publié un article intéressant dans la revue spécialisée « Health Physics » ⁽¹⁾, dans lequel un essai a été fait pour définir quantitativement l'importance respective d'un certain nombre de risques dits « conventionnels ». Si l'on admet que la « radiation » n'est qu'un des multiples facteurs de la civilisation moderne qui impliquent un risque, il conviendrait alors de comparer quantitativement ce risque aux risques conventionnels, afin d'en déduire ce qu'il est « raisonnable » d'appliquer comme moyens de contrôle. S'il est toutefois relativement aisé de définir quantitativement les risques conventionnels, Monsieur Sowby admet qu'aussi longtemps qu'on ne dispose pas de meilleures données quantitatives sur le rapport « dose-effets », il sera difficile d'appliquer ce raisonnement. Cette méthode d'approche offre momentanément, pour ce qui concerne l'évaluation quantitative du risque dû aux radiations, peu de possibilités, mais il me semble qu'elle mérité d'être suivie et approfondie.

Permettez-moi seulement de vous citer quelques exemples significatifs qui résultent des réflexions de Monsieur Sowby. Précisons tout de suite que Monsieur Sowby s'est limité au risque de « mortalité », à l'exclusion donc des risques d'invalidité ou d'autres conséquences pénibles qui mériteraient évidemment autant d'attention ⁽²⁾. D'autre part, il eut été intéressant de disposer de données statistiques afin de définir le risque associé à la pollution de l'air, à l'addition de substances chimiques aux produits alimentaires et à l'exposition aux rayons solaires. Finalement, Monsieur Sowby précise également que l'unité de risque qu'il utilise, le « taux de mortalité par heure », ne donne qu'une appréciation partielle du risque, si l'on désire connaître le risque pour toute la durée de vie ⁽³⁾.

Voici donc quelques exemples, dont plusieurs reposent sur des données statistiques limitées à la Grande-Bretagne ou à certaines régions de ce pays. Les chiffres que je cite sont exprimés en taux de mortalité par heure pour une population de 10⁹.

Tableau 1
RISQUE DE MORTALITE POUR DIFFERENTES CAUSES DANS TROIS PAYS (1959).

Cause	France	Angleterre et Pays de Galles	Etats-Unis
Toutes causes	1280	1330	1074
Maladies cardiovasculaires	396	610	537
Néoplasmes virulents	220	244	168
Maladies respiratoires	87	169	47
Accidents	104	86	89

⁽¹⁾ Health Physics — vol. II, No. 9, septembre 1965.

⁽²⁾ Par exemple, la poliomyélite présentant un taux de mortalité beaucoup moins important que celui de l'influenza et presque similaire à celui de la rougeole.

⁽³⁾ Par exemple, le taux de mortalité horaire (risque d'accident horaire) pour des équipages d'avions est 6 fois plus grand que pour des mineurs (charbons); mais cette valeur ne suffit pas pour donner une indication réelle des risques respectifs de ces deux occupations en tant que carrières complètes d'une durée de vie normale. Une comparaison valable peut être effectuée si l'on dispose du nombre d'heures moyen d'expositions pour chacune de ces deux occupations. Bien entendu, faute de ces renseignements, on peut faire une estimation grossière, et l'on trouve que ce risque serait à peu près égal pour les deux types d'occupations.

Tableau II

	hommes	femmes
a) Risque mortel dû au néoplasme virulent (1961)		
tous	276	226
Cancer voies respiratoires	99 (1)	16
Cancer estomac	40	29
Leucémie	7	6
Cancer peau	2	2
Cancer des os	2	1
b) Risque mortel pour divers types de transport (1961)		
Voiture privée		570 (2)
Motocyclette	6.600	
Transports publics		30 (3)
Avions (4)	2.400	
c) Risque mortel dû à des accidents de travail (1949-1953)		
— constructions et bâtiments		675
— ouvriers chemin de fer (à l'exception des cheminots)	450	
— mineurs (charbonnages)	400	
— pêcheurs	330	
— médecins et radiologues	60	
— imprimeurs	35	
Risques mortels auto-imposés (confort, habitudes, sports)		
— boxe amateurs (5)	450	
— boxe professionnelle (5)	70.000	
— canoë	10.000	
— cigarettes	1.200	
— alpinisme (5)	27.000	
— courses automobile	35.000	

(1) Très élevé en Grande-Bretagne en comparaison à d'autres pays.

(2) 950 aux Etats-Unis.

(3) 80 aux Etats-Unis.

(4) Pour les Etats appartenant à l'ICAO (International Civil Aviation Organisation).

(5) Ces risques sont évidemment sujets à des variations statistiques importantes en raison du nombre limité de victimes.

Monsieur Sowby présente finalement un premier essai pour définir de façon analogue de risque mortel dû aux radiations.

D'après les estimations du Comité sur les effets des radiations atomiques de l'ONU si 10^6 personnes recevaient annuellement la dose maximale admise de 5 rem, ceci pourrait causer tout au plus 100 cas supplémentaires de leucémie par an. Au taux de 2.000 heures de travail par an, ceci donnerait lieu à un taux de risque mortel de 50 par heure par 10^9 personnes. Il est presque inutile de dire que ceci constitue même une surestimation en comparaison à la situation réelle. D'autres effets des radiations devraient évidemment aussi être pris en considération, mais en faits de conséquences néfastes, la leucémie peut être considérée comme contribuant le plus au risque total.

Bien que nous parlons d'ordres de grandeur, il convient, en tous cas, de constater que le risque que comporte l'utilisation journalière, en conditions normales, de l'énergie nucléaire est négligeable vis-à-vis d'autres risques que nous acceptons sans hésitation.

Permettez-moi de citer un autre exemple qui indique que l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire pourrait même contribuer à diminuer certains risques mortels de la vie moderne. En 1964, des experts de la WHO (World Health Organisation) ont passé en revue les différentes causes du cancer. Evidemment la pollution de l'air constitue un de ces facteurs. Les experts ont indiqué 10 mesures préventives qui peuvent réduire ce danger. Parmi ces mesures telles que

- l'utilisation accrue d'électricité et de gaz naturel comme combustible domestique,
- le développement d'équipements réduisant les effets nocifs des gaz d'échappement de voitures automobiles,

etc...

ils indiquent également « l'utilisation accrue de l'énergie hydro-électrique ».

Il semble en tous cas que si l'industrie nucléaire maintient son contrôle très sévère et efficace des effluents tel que cela est le cas maintenant, on pourra ajouter à cette dernière mesure « l'utilisation accrue de l'énergie nucléaire ».

3. Risques atomiques en conditions accidentelles

Après ces quelques considérations sur le risque relatif que comporte l'usage des applications pacifiques de l'énergie nucléaire si l'on respecte les niveaux de radiation réglementairement fixés, essayons d'examiner le risque que comporte cette même activité technique moderne en cas d'accident. Je pense que nous entrons ici dans un domaine qui, plus encore que le précédent intéresse au premier chef les assureurs. Je ne suis pas du tout expert en assurances nucléaires et couverture de la responsabilité civile, mais je peux m'imaginer qu'il y ait dans ce domaine grossièrement trois facteurs qu'il convient de serrer d'aussi près que possible.

Ces facteurs sont

- les *niveaux d'urgence admissibles* pour les êtres humains,
- les *probabilités* que des accidents surviennent,
- les *dégâts matériels* causés à l'installation.

Considérons ces trois facteurs successivement.

3.1. Niveau d'urgence admissible

Beaucoup d'études et de discussions sont encore en cours parmi médecins et biologistes spécialisés pour essayer de définir les risques de dommages physiologiques causés par les radiations. Aussi discute-t-on dans ce cadre restreint de doses d'urgence qui ont tendance à devenir de plus en plus réduites.

Cette tendance est due principalement aux incertitudes toujours existantes en liaison avec certains effets somatiques et génétiques retardés. Nous verrons tout de suite qu'il est impossible de fixer quantitativement la probabilité de l'occurrence d'un accident grave, mais ici nous devons en plus constater qu'également la probabilité de certaines conséquences nocives de radiations sont loin d'être résolues.

Il semble donc que si l'on attaque le problème exclusivement sous l'angle médical, cela mène à un examen partiel et forcément incomplet. Cela implique que les résultats d'un tel examen incomplet, en plus imbu de beaucoup d'incertitudes, pourraient con-

duire à des exigences structurelles excessives pour certaines installations nucléaires, en particulier les centrales nucléaires.

Toutefois, de façon analogue à ce que nous avons pu constater lors de la discussion des doses permises « normales », il y a en contrepartie une évolution dans les idées, par laquelle on prend également en considération « l'acceptabilité » de certains risques. En d'autres mots, il y a tendance à s'écarter quelque peu des limites strictement « médicales ».

Une telle méthode d'approche a été, par exemple, envisagée par le Professeur L.F. Lamerton ⁽¹⁾ de l'Université de Londres.

Somme toute, cette dernière méthode d'approche est — cette fois-ci appliquée aux irradiations accidentelles — équivalente à la méthode préconisée par Sowby, dont j'ai traité précédemment.

Le Dr. M. Pochin, de la Faculté de Médecine de l'Université de Londres va même un pas plus loin et se demande ⁽²⁾ si tout le concept de dose « admissible », qu'elle soit normale ou accidentelle, ne devrait pas être revu à la lumière de ces problèmes de « risque accepté ».

D'après ce dernier auteur, la fixation d'une dose d'urgence considérée comme acceptable, n'a de sens que si elle est proportionnelle aux mesures d'urgence prises pour éviter qu'elle ne devienne excessive. C'est la raison pour laquelle une telle dose limite ne devrait pas uniquement être fonction du risque de dégâts physiologiques et par exemple de la probabilité de l'accident. D'après le Dr. Pochin, il conviendrait en plus de définir si les risques des mesures d'urgence prises ne seraient pas plus grands que si l'on permettait à la dose reçue d'augmenter. A titre d'exemple: est-il préférable de transporter sur 100 km des personnes âgées ou infirmes concernées par l'accident nucléaire survenu, ou est-il préférable de les soumettre à 50 rad d'irradiation « corps complet », c.-à-d. le double de ce qui est actuellement du point de vue « médical » considéré comme acceptable en cas d'accident grave.

C'est à la lumière de ces diverses tendances, allant de la fixation de doses limite d'urgence strictement médicales à des doses limite d'urgence qui prennent aussi en considération les autres paramètres esquissés ci-dessus et par la suite (probabilité d'occurrence d'accident grave), qu'on peut constater une certaine divergence suivant les pays, qui laisse souvent assez perplexes les ingénieurs et physiciens qui ont à examiner les aspects techniques de sécurité d'une installation. L'exemple le plus flagrant d'une telle divergence est la dose d'urgence pour l'iode radioactif: aux Etats-Unis on se réfère à une dose accidentelle de 300 rem, tandis qu'en Grande-Bretagne et dans certains pays de la Communauté, il y a tendance à appliquer plutôt une limite « médicale » de 25 rem.

3.2. Probabilités

Passons au deuxième facteur à considérer.

En ce qui concerne les probabilités d'un accident grave, il est extrêmement difficile, sinon impossible, d'affirmer quelque chose de précis. Je me limiterai à citer un passage de la lettre du président de l'USAEC, le Dr. Seaborg, au Joint Congressional Committee,

⁽¹⁾ Communication présentée au symposium sur les procédures d'urgence Février 1965 à la Society for Radiological Protection, à Londres.

⁽²⁾ Exposé présenté au banquet du Hanford symposium on Biology of Radio Iodine, Richland, July 17-19, publié dans « Health Physics », vol. 9, n° 12, déc. 1963.

en liaison avec les débats sur l'extension de la loi « Price-Anderson »: « It would be useful of course to have reliable analyses of the probability of a major accident. Without question the probability is very low, but our efforts to define it have only served to convince us that there is as yet no valid basis on which to make meaningful calculations ».

Tout ce qu'on peut raisonnablement faire au stade actuel, c'est de se demander ce que les personnes responsables des évaluations techniques de la sécurité appellent communément « risque excessif » (undue hazard). Récemment, il a été demandé à l'USAEC de définir ce qu'elle entendait par cette expression clef utilisée dans chaque rapport technique en vue de l'octroi de permis de construction ou de mise en exploitation: « Whether... there is *reasonable assurance that...* the proposed facility can be constructed and operated at the proposed location without *undue risk* to the health and safety of the public ».

La réponse de l'USAEC a été la suivante:

1. To understand « undue risk » in this context it is necessary to understand « reasonable assurance » and this has been defined as meaning « reasonable probability, established under the particular circumstances of the case, in good faith and in the exercise of sound discretion and expert judgement ».

2. Nor the USAEC nor the courts have defined « undue risk » itself but « it is clear that the phrase does not mean the absence of all risk » nor does it mean « unnecessary » or « avoidable » risk, because this would logically bar anything that might be risky.

Il est toutefois évident que l'expression « risque excessif » (undue hazard or risk) repose d'une part sur le « *niveau d'urgence admissible* » avec les divers paramètres qui interviennent pour le définir et dont j'ai parlé il y a quelques instants (dose limite « médicale », risque acceptable en comparaison aux risques « conventionnels » caractère des mesures d'urgence), et d'autre part sur « *les probabilités* » d'un accident grave.

En raison de l'extrême complexité et incertitude de ces deux facteurs, il ne faut donc pas s'étonner que la définition de l'expression « risque excessif » s'avère pratiquement impossible.

L'ensemble des considérations sur le risque atomique en cas d'accidents présentées jusqu'à présent et les incertitudes inhérentes qui en découlent ne font qu'accentuer l'importance des expertises et inspections dont il a été question dans la première partie de mon exposé.

Indicative à cet égard est la déclaration suivante du groupe d'études de l'Atomic Industrial Forum sur l'extension de la loi « Price Anderson » ⁽¹⁾, qui, dans une large mesure, est confirmée par les avis donnés par l'ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) lors des Congressional Hearings au même propos: « The constant and continuing effort to reduce the risk of a nuclear incident and the concomitant increase in confidence in the safety of nuclear plants, which will ultimately permit the installation of nuclear power plants in populated areas, in the final analysis, should lead to a reduction in the cost of insurance and indemnification ». Il convient de préciser que si l'on parle ici « d'efforts continus », tous les groupes et organisations concernés sont inclus, c.-à-d. aussi bien les architectes industriels, les instructeurs et les exploitants que les organismes indépendants de contrôle.

(1) Report of the Group, May 1965.

En outre, il convient à ce stade-ci de mettre en garde contre les déductions excessives qu'on pourrait faire à la lecture du fameux Brookhaven report intitulé « Theoretical possibilities and consequences of major accidents in large Nuclear Power plants » (WASH - 740).

En effet, il ne faut pas oublier que les conséquences assez impressionnantes citées dans ce rapport se réfèrent à un accident théorique qui suppose un concours de circonstances tel *qu'aucun* dispositif de sécurité ne soit efficace.

Un tel concours de circonstances sort manifestement de ce qui peut être considéré comme raisonnable ⁽¹⁾ et dans les expertises techniques de sécurité une telle situation n'est d'ailleurs jamais prise en considération.

4. Dégâts matériels causés par des accidents

Passons au troisième facteur important en raison de son incidence sur la couverture des dommages matériels: l'importance des dégâts matériels causés par des accidents nucléaires. Précisons tout de suite que, pour des réacteurs de puissance, sujet auquel nous nous limitons plutôt ces jours-ci, on est forcé de se limiter à des supputations faute d'exemples pratiques, fort heureusement d'ailleurs.

Il est incontestable que, potentiellement, les dégâts matériels causés par un accident d'extrême gravité intervenant auprès d'un réacteur pourraient atteindre l'ordre de dizaines de millions d'u.c., sans compter en certains cas la perte totale de l'investissement. Je ne crois cependant pas que cette situation devrait être très différente de celle qu'on rencontre — et cette fois-ci en réalité et pratique — pour des activités industrielles conventionnelles telles que l'industrie du pétrole, des explosifs, etc.

Mais, de nouveau, ceci est hypothèse et estimation. C'est pourquoi, je préfère de loin citer un exemple, qui sort du domaine des réacteurs de puissance, mais qui, par ces données quantitatives et sa valeur statistique, présente à mon avis plus de valeur que n'importe quelle estimation hypothétique.

Je me réfère au rapport intitulé « Operational Accidents and radiation exposure experience » publié par la « Division of Operational Safety » de l'USAEC en avril 1965, et dont vous avez sans aucun doute eu connaissance. Ce rapport couvre la période de 1943 à 1964, c'est-à-dire à partir du fameux Manhattan-project, et couvre tous les accidents et incidents intervenus dans les installations appartenant à ou exploitées sous contrat de l'USAEC, à l'exclusion donc d'installations nucléaires privées, tels que les grands réacteurs de puissance. Ce rapport couvre donc aussi bien des installations militaires que civiles et à côté de réacteurs de recherches, expérimentaux et prototypes, également des installations de fabrication de combustibles, de retraitement, des assemblages critiques, les transports, etc. sont pris en considération. La valeur des données contenues dans ce rapport est incontestable, notamment, en raison de la période temps couverte, en raison du nombre d'installations recensées et en raison des facilités administratives dont dispose l'USAEC pour élaborer, de façon efficace, un inventaire de ce genre. Permettez-moi seulement de vous indiquer quelques constatations principales qui résultent de cet exercice:

1. Pour la période de 22 ans, une perte de 23 millions de dollars a été subie, dont 34 % étaient dus à des accidents de réacteurs, le restant étant dû à des causes conventionnelles, telles qu'incendie, explosion, faits de la nature, etc.

⁽¹⁾ Du moins en temps de paix et excluant une action systématique de sabotage efficace, mais on se place alors dans une catégorie de circonstances qui sont à apprécier avec d'autres critères.

2. Les accidents de criticalité ont contribué pour 19 % à ces dommages totaux, dont la presque totalité est due au fameux accident SL-1 intervenu en 1961.

3. Des quelque 1.000 accidents ou incidents intervenant annuellement, environ trois donnaient lieu à des pertes de 50.000 \$ ou plus, mais ceux-ci contribuaient pour 90 % à la perte annuelle. Seulement quatre accidents dépassant chacun 1 million de dollars de dégâts contribueraient à plus de 50 % de la perte totale sur la période de 22 ans couverte par le rapport.

4. Le taux moyen de perte annuelle était pour la période 1947-1964 d'environ 2 cents/100 dollars de propriété USAEC. Ce taux se situe favorablement vis-à-vis des taux de perte rencontrés pour les activités industrielles en général aux Etats-Unis.

5. Inventaires d'accidents nucléaires

Ces quelques indications statistiques sur les dégâts matériels causés par des accidents intervenant auprès d'installations nucléaires, m'amènent à m'attarder un peu sur les inventaires systématiques d'accidents majeurs ou d'incidents mineurs intervenant dans des installations nucléaires.

Des inventaires de ce genre sont établis et publiés de temps à autre. Le recensement de ces incidents ou accidents s'avère d'autant plus facile si des organisations assez centralisées d'intérêt public ont la supervision des installations. C'est le cas par exemple pour l'USAEC, l'UKAEA et le CEA. La classification et les données fournies dans ces inventaires, rapportées dans la littérature peuvent également être assez divergentes, suivant qu'on attache plus d'importance à l'origine de l'incident, aux conséquences matérielles ou aux conséquences radiologiques et cliniques.

Il y a quelques instants j'ai donné quelques renseignements statistiques sur les dégâts matériels causés dans un ensemble d'installations qui peuvent être considérés comme représentatifs des diverses activités nucléaires.

Pour ce qui concerne les conséquences radiologiques et cliniques, j'attire votre attention sur l'aperçu bibliographique couvrant tous les pays, présenté récemment par le Dr. Recht de la Direction Protection Sanitaire d'Euratom au « Symposium sur les irradiations accidentelles en milieu de travail » tenu à Nice au mois d'avril de cette année.

Mais afin de donner des indications « statistiques » qui vous intéressent au premier chef, je vais me permettre de me référer de nouveau au rapport préparé par l'USAEC Operational Safety Branch, notamment en raison du caractère représentatif des diverses activités nucléaires de ce rapport.

Je me limite à vous citer quelques chiffres instructifs qui résultent de ces données statistiques:

1. Sur la période de 22 années couvertes, six cas mortels seulement étaient dus à des causes nucléaires ⁽¹⁾. La totalité d'accidents mortels intervenant dans les activités de construction et d'exploitation des installations de l'USAEC était de 251. La plupart de ces accidents a eu lieu pendant la période de construction et en ordre d'importance on peut citer comme causes de loin plus importantes que les radiations: les chutes ou chutes d'objets, l'électrocution, les accidents de route, les brûlures, et divers.

⁽¹⁾ 3 étaient dus à une dose d'irradiation excessive dans les ateliers de Los Alamos, c'est-à-dire dans des installations militaires, et 3 étaient dus aux effets mécaniques de l'excursion nucléaire du réacteur — également militaire — SL-1 le 3 janvier 1961.

2. Les dégâts corporels survenus en cours d'exploitation sont évidemment ceux qui nous intéressent le plus. Parmi les 7.693 cas individuels de dégâts corporels impliquant indisponibilité de travail (lost-time injuries) survenus en 22 années « d'exploitation » ⁽¹⁾, 36 ⁽²⁾ ou 0,5 % seulement étaient dus aux radiations.

Ce bilan très favorable couvre 388.803.937 homme-jours d'exposition potentielle aux accidents et donc plus de $2,5 \cdot 10^9$ homme-heures de travail; c'est-à-dire que le taux de fréquence total d'accidents ⁽³⁾ était d'environ 2.46, ce qui correspond à environ 1/4 du taux national américain pour l'ensemble des activités industrielles. Ce qui est plus significatif encore c'est que le taux de fréquence partiel d'accidents dus aux radiations n'est alors que de 0,01 ⁽⁴⁾ et donc négligeable vis-à-vis du taux de fréquence national total.

3. Des 388.803.937 homme-jours d'exposition potentielle pendant la période d'exploitation de 22 ans dont il a été question ci-dessus, au total 989.462 jours étaient perdus pour « toutes » causes (correspondant aux 7.693 cas individuels). Ceci correspond à 0,3 % du total. De ces 989.462 seulement 20.124 jours ou 0,006 % étaient perdus par suite des effets des radiations (correspondant aux 36 cas individuels). Or, il convient de préciser en plus que les 20.124 jours comprennent 18.000 jours perdus pour tenir compte des 3 cas mortels.

Finalement — et j'en arrive à un point essentiel pour nos discussions d'aujourd'hui — il convient d'attirer l'attention sur une constatation importante qui résulte de la lecture des divers inventaires d'incidents ou accidents disponibles.

La totalité des accidents et incidents rapportés se réfèrent uniquement à des installations de recherches, expérimentales ou prototypes, ou à des installations autres que des réacteurs, ou à des installations sous contrôle militaire ⁽⁵⁾, ou à des manipulations de sources radioactives appliquées en médecine, agriculture, industrie, ou au transport de matériaux radioactifs.

En d'autres mots, les grands réacteurs de puissance exploités par des entreprises privées ou étatiques, quoique présentant virtuellement un potentiel de danger important, ont jusqu'à présent un inventaire vierge en ce qui concerne les accidents significatifs d'irradiation. Pourtant, il y a actuellement dans le monde environ une trentaine de réacteurs de puissance, totalisant près de 200 années de fonctionnement.

III. Conclusions

Je ne peux que faire miennes les conclusions du Dr. Recht au Symposium de Nice, en disant que ce secteur de l'industrie nucléaire donne l'exemple d'une politique remarquable d'étude et de prévention du risque et je me suis efforcé dans la première partie de mon exposé — et les représentants des Etats Membres le feront par la suite — de vous démontrer quelques éléments pratiques des méthodes qui permettent de réaliser cette politique de prudence hors de commune mesure avec les industries conventionnelles.

⁽¹⁾ 48 % de la totalité des cas de dégâts corporels (exploration et construction).

⁽²⁾ Dont 3 cas mortels seulement.

⁽³⁾ Nombre d'accidents par million de homme-heures, toujours limité à l'exploitation: $\frac{7.693}{2.500} = 2.46$.

⁽⁴⁾ $\frac{36}{2.500} \simeq 0,01$.

⁽⁵⁾ Ainsi les deux accidents de réacteurs les plus graves, Windscale et SL-1, concernaient des installations militaires.

Certes les méthodes d'approche, en vue de définir « le risque atomique » dont il a été question dans la 2^e partie de mon exposé, présentent un intérêt certain et méritent d'être approfondies et développées, mais il me semble que ce sont principalement ces méthodes techniques sévères, esquissées dans la première partie de mon exposé, qui devraient inspirer toute notre confiance quant à la sécurité d'exploitation des installations nucléaires industrielles.

Annexe 1

Liste de références utilisées

1. Exposé W. VINCK 3^e Colloque des Assureurs
Aix-en-Provence, 28-29 mai 1964
2. Radiation and other Risks — F.D. SOWBY
Health Physics, September 1965, Vol. II, no. 9
3. Symposium on Emergency procedures — February 1965
L.F. LAMERTON
4. What is a permissible dose
Address presented at banquet of Hanford Symposium on the Biology of Radioiodine,
July 17-19, 1963, Richlands, USA by E.E. POCHIN
5. Extension of the Price-Anderson Indemnification System.
Report of the ad hoc Study Group of the Atomic Industrial Forum — May 1965
6. Nuclear Industry, July 1965 — The Industry goes on Record
7. Symposium sur les irradiations accidentelles en milieu de travail
Nice, 26-29 avril 1966 — Considérations générales sur les irradiations accidentelles par
le Dr. P RECHT
8. Operational Accidents and Radiation Exposure Experience within the USAEC — 1943-
1964 — Edited by the Division of Operational Safety
9. A Review of recent criticability and Reaction incidents at USAEC Installations — pre-
pared by the USAEC — Division of Operational Safety.
Presented at Symposium on accidental irradiation at place of work, Nice, 26-29 April
1966.

Annexe 2

Liste de références utiles portant sur un inventaire d'accidents survenus dans les installations nucléaires: description des accidents, causes, conséquences matérielles et radiologiques, coûts des dégâts et décontaminations, etc.

1. *Symposium on accidental irradiations at place of work*

Nice, April 26-29, 1966.

- Considérations générales sur les irradiations accidentelles; Dr. P. RECHT.
- A review of recent criticability and reactor incidents at USAEC installations — prepared by USAEC — Operational Safety Division.
- Lessons to be derived from some industrial accidents in the United Kingdom; Dr. H.J. DUNSTER and I.K. LEGGE.

2. *Références générales*

- a) MARCINOWSKI H.J.; PERIZONIUS R.: « Zwischenfälle beim Umgang mit radioaktiven Stoffen ». Atomkernenergie — Dokumentation beim Gmelin Institut. AED-C-16-02 Series C 1963.
- b) SMETS H.B.: Review of nuclear Incidents in « Progress in Nuclear Energy ». Series X Law and Administration Vol. 3 p. 89-165.
- c) SMETS H.B.: « A review of Nuclear Reactor Incidents » in « Reactor Safety and Hazards Evaluation Technique » IAEA Vienna 1962 Vol. 1 p. 89-110.
- d) Centre d'Etudes de la Commission Permanente du Risque Atomique — Comité Européen des Assurances. Liste des sinistres — Ed. 1965.
- e) SUTRA FOURCADE Y.: Liste d'incidents survenus à des réacteurs et dans des installations nucléaires CEA — Série « Bibliographies » N° 48 (1964).

3. *Références particulières*

- TID 5360-2 p. 30
- NP-tr-1153 p. 37
- Nuclear Safety Sept. 60
- Nucleonics 17 n° 4 106 avril 1959
- STRATTON W.R. « A Review of Criticality Incidents » in « Criticality Control in Chemical and Metallurgical Plant » p. 491-533 OECD Paris 1961.

- Nuclear Safety Vol. 6 n° 3 p. 298-301 (1965)
The New England J. of Med. vol. 272 n° 15
April 1965 p. 755-761.
- Revista Medica 3, 14-68, 1964 suppl. 1
translated by Comas F.V.
- NP-tr-1153 p. 63
TID 5360 p. 4
TID 5360-2 p. 13
Nuclear Safety Sept. 60 p. 72
- TID 5360-4 p. 8-9.
Nucleonics vol. 9 n° 2-3-5-7-10
Nuclear News n° 2-4 — février 1961
Nuclear Safety — mars 61, mars 62, mars 63
Déclassé IDO 19302
- NP-tr-1153 p. 65-66
TID 5360 p. 2.
TID 5360-2 p. 13
Nuclear Safety — Sept. 60 p. 72
- TID-5360-2 p. 25-27
NP-tr-1153 p. 41-42
Meeting WHO Geneva (1961)
Andrews G.A. et al. p. 28 Auxier J.A. — p. 143
Nuclear Safety — Sept. 60 p. 74
Nuclear Safety — Dec. 59 p. 59
- NP-tr-1153 p. 56
Nuclear Safety — Sept. 60 p. 73
Conférence Genève 1955 vol. 11 p. 35-44
- Meeting WHO Geneva (1961)
(1) Auxier J.A. p. 150
(2) Hurst and Ritchie) report by Pendic B. p. 69-70
(3) Jammet)
Nuclear Safety — Sept. 60 p. 59
Nucleonics avril 1959
- J. Lab. and Clin. Med. April 62 — p. 655-666
- Nuclear Safety —Sept. 60 p. 73
TID 5360 p. 23
NP-tr-1153 p.59-60
- Nuclear Safety 2 (1961) n° 4 p. 61
- Nuclear Safety 1963 vol. 4 n° 4 p. 151
(1) TID 5360-4 p. 17
(2) J. of Occupational Medicine — vol. 7 n° 3 p. 85-93 (1965)
- (1) Nuclear Safety 1963 vol. 4 n° 4 p. 152
(2) TID 5360-4 p. 21
(3) J.A.M.A. vol. 192 n° 3 April 1965 p. 85-88

- NP-tr-1153 p. 67
TID 5360 p. 10-12
- TID 5360-2 p. 23-24
- Nuclear Safety 1964 vol. 5 n° 5 p. 412
- TID 5360-3 p. 8
- TID 5360 p. 72
- TID 5360-1 p. 4
- Nuclear Safety 1964 vol. 5 n° 4 p. 411
- Nuclear Safety 1963 vol. 4 n° 4 p. 149
- Communication privée
- TID 5360-1 p. 1
- W.R. STRATTON, Karlsruhe Symposium on Criticality Control, Organization for Economic Cooperation and Development, European Nuclear Energy Agency; p. 491 (1961)
- Operational Accidents and Radiation Exposure Experience within the United States Atomic Energy Commission *and Supplements*, April 1965
- T.J. Thompson and J.G. Beckerley, editors; *The Technology of Nuclear Reactor Safety*, vol. 1, Massachusetts Institute of Technology Press, Chapter 11.
- G.S. Hurst et al, « Accidental Radiation Excursion Doses », *Health Physics*, vol. 2, pp. 121-133, 1959
- A Summary of Incidents involving Radioactive Material in Atomic Energy Facilities, USAEC Report TID-5360, and Supplements 1 through 5
- *Nuclear Safety*, 6 (4): 451-453; 5(4): 410-412; 4(4): 147-155; 3(4): 90-96; 2(4): 55-63.
- W.T. Doran, M.D., and H.D. Bruner, M.D., « Experience with Radiation Accidents in Operations Directed by the USAEC », pp. 427-441, EVR-2210 Proceedings of the International Symposium on Radioactive Contamination of Workers, Munich (Oct. 1962) EURATOM (Published Dec. 1964)
- F.R. Nakoche and M.M. Shapiro; *The Nuclear Aspects of the Accidental Criticality at Wood River Junction*; AEC Report TID-21995
- J.S. Karas, J.D. Standburg; « Fatal Radiation Syndrome from an Accidental Nuclear Excursion », *New England Journal of Medicine*, 272, 755-761 (April 15, 1965)
- « SL-1 Final Report », *Nuclear Safety*, 4(3): 83-86 (March 1963)
- J.R. Horan and CW. Bills; « Health Physics at SL-1 », *Nucleonics*, 19, n° 12, pp. 43-46 (December 1961)
- Final Report of the SL-1 Recovery Operation, May 1961 through July 1962, AEC Report IDO-19311
- SL-1 Recovery Operations, January 3 - May 20, 1961, USAEC Report IDO-19301, June 1961

- « A Recommended Guide for Handling Highly Contaminated Victims of a Nuclear Accident » (To be published)
- Radiation Protection Standards, United States Atomic Energy Commission, III Guidance for Emergency Exposure During Rescue and Recovery Activities
- E.J. Vallario and R.J. Catlin, « Emergency Dose Criteria for Recovery of Personnel and Facilities », Chicago Symposium on Radiation Accidents, 1964
- E.J. Vallario, H.R. Wasson, Paper SM 56/9 « Personnel Dosimetry for Radiation Accidents », Symposium Proceeding IAEA, March 8-12, 1965, Vienna
- Report n° 5, Background Material for the Development of Radiation Protection Standards, Staff report of the Federal Radiation Council, July 1964
- Report n° 7, Background Material for the Development of Radiation Protection Standards, Protective Action Guides for ⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, Staff report of the Federal Radiation Council, May 1965
- R.L. Drexler and R.B. O'Brien; Preliminary Technical Review, AEC Vehicular Manipulating Systems, GEMP-393, 1965
- G.J. Briscoe, et al; Preliminary Technical Review, Nuclear Accident Recovery Equipment, GEMP-394, 1965
- Accident Recovery Equipment Study, AEC-DRD Reactors, USAEC Report IDO-10043
- SM-70/17 — Y. Fruchart et J.M. Lavie — Centre d'études nucléaires Saclay, France Prévention des causes et des conséquences d'un accident de criticité — Mesures adoptées en France.

Liste des participants

— pour les Pools d'assurance :

Pool allemand :	M. HERTEL
Pool belge :	MM. LACROIX LIBOTTE
Pool français :	M. DEPRIMOZ
Pool italien :	M. GHERSINI
Pool néerlandais :	M. VAN GIJN
C.E.R.A. :	MM. BELSER MATTSSON MILES
Comité Européen des Assurances (CEA) :	M. BIAGOSCH

— pour l'Union des Industries de la Communauté Européenne (UNICE) :

MM. P. SEYNAEVE	Président de la Commission spéciale pour les problèmes nucléaires de l'UNICE
BREHM	BBC/Krupp
DELAVA	A.C.E.C., Charleroi
ESCLANGON	G.A.A.A. (France) — Président du groupe de travail
FERRONI	CONFINDUSTRIA
KLARR	Bundesverband der Deutschen Industrie (BDI), Köln
MORELLE	Belgonucléaire, Bruxelles
RIEUL	INDATOM

MM. SCHIRNACK	Siemens-Schuckert-Werke, Erlangen
STAUBER	Allgemeine Elektrizitätsgesellschaft (AEG), Frankfurt (Main)
TODISCO	Montecatini-Sorin
TOUTLEMONDE	ALSTHOM
VANDENABEELE	Groupement professionnel de l'Industrie nucléaire belge
Secrétariat général:	M. VAN HISSENHOVEN
M. WENGLER	Farbwerke Hoechst, Frankfurt (Main)

— pour l'Union Internationale des Producteurs et Distributeurs d'Énergie Electrique (UNIPEDE)

Monsieur L. DE HEEM	Président du Comité de la Communauté Européenne de l'UNIPEDE
MM. CALBERG	Bureau d'Études Nucléaires (BEN), Bruxelles
CHALMEY	UNIPEDE
Y.DANNIELLOU	Chef du Service Sécurité, Service d'Études générales nucléaires, EdF, Paris
Dipl.-Ing. M. ELLMER	Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk (RWE), Essen
HEBERT	Chef de la Division Droit Nucléaire, Direction de l'Équipement, EdF, Paris
M. JOUSSET	Chef-adjoint du Service des Assurances, EdF, Paris
LEO	Chef du Service Centrales Nucléaires, Direc- tion de l'Équipement, EdF, Paris
A. PERSANO	ENEL - Direzione Studi e Ricerche, Rome
G.H. RIETVELD	Zwolle (Pays-Bas)
A. VAN GULCK	Sous-Directeur à la Société Intercommunale Belge de Gaz et Electricité, Bruxelles

Pour les Etats membres:

Allemagne:

MM. SCHWARZER	Institut für Reaktorsicherheit, Köln
LOOSCH	Deutsche Vertretung, Brüssel

Belgique:

MM. H. DOPCHIE)	CONTROLATOM, Bruxelles
J. DELHOVE)	
G. PENELLE)	
	CEN, Mol

France:

MM. BERCOVICI
PETIT

Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA)
Représentation Permanente de la France
auprès des Communautés Européennes,
Bruxelles

Italie:

MM. A. CALORI
D. CARELLA

Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare
(CNEN), Rome
idem

Pays-Bas:

MM. J. WEBER
BENDIEN

Ministerie van Sociale Zaken en Volksgezond-
heid - Directie van de Arbeid
Représentation Permanente des Pays-Bas
auprès des Communautés Européennes,
Bruxelles

— Pour la Commission d'Euratom :

MM. E.R. VON GELDERN

Directeur Général de l'Industrie et de l'Eco-
nomie

H.D. MOSTHAF

Direction Economie

W. VINCK

Direction Industrie

H. VAN DER LOOS

Direction Economie