

COMMISSION DES COMMUNAUTES EUROPEENNES

COM(69) 350-ANNEXE TECHNIQUE N° 20

Bruxelles, le 30 avril 1969

"ACTIVITES FUTURES D'EURATOM"

Annexe technique n° 20

III.4 SECURITE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES 1

INTRODUCTION

I. REACTEUR ET ASPECTS PHYSIQUES DE LA SECURITE	5
I. 1 Criticité	5
I. 2 Dynamique des réacteurs	7
II. PROPAGATION ET ABSORPTION DES PRODUITS DE FISSION	9
II. 1 Propagation dans l'air et filtration des produits de fission	9
III. ETUDE DE SECURITE CONCERNANT LA STRUCTURE ET LES MATERIAUX	11
III. 1 Propagation des ondes de pression dans les systèmes à une et deux phases	11
III. 2 Etude des propriétés mécaniques des matériaux soumis à des sollicitations dynamiques	12
III. 3 Etude de la corrélation existant entre les propriétés mécaniques déterminées sur des éprouvettes et la rupture d'une structure complexe	13
III. 4 Elaboration d'une théorie à partir de modèles (sollicitations par ondes de choc ou par explosion)	14
III. 5 Vibrations	15
IV. FIABILITE DES SYSTEMES DE PREVENTION ET DE PROTECTION	17
IV. 1 Développement de méthodes et analyses de probabilité concernant le comportement des systèmes	17
MOYENS	19

III.4 SECURITE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES

<u>INTRODUCTION</u>	1
I. REACTEUR ET ASPECTS PHYSIQUES DE LA SECURITE	5
I.1. Criticité	5
I.2. Dynamique des réacteurs	7
II. PROPAGATION ET ABSORPTION DES PRODUITS DE FISSION	9
II.1. Propagation dans l'air et filtration des produits de fission	9
III. ETUDE DE SECURITE CONCERNANT LA STRUCTURE ET LES MATERIAUX	11
III.1. Propagation des ondes de pression dans les systèmes à une et deux phases	11
III.2. Etude des propriétés mécaniques des matériaux soumis à des sollicitations dynamiques	12
III.3. Etude de la corrélation existant entre les propriétés mécaniques déterminées sur des éprouvettes et la rupture d'une structure complexe	13
III.4. Elaboration d'une théorie à partir de modèles (sollicitations par ondes de choc ou par explosion)	14
III.5. Vibrations	15
IV. FIABILITE DES SYSTEMES DE PREVENTION ET DE PROTECTION	17
IV.1. Développement de méthodes et analyses de probabilité concernant le comportement des systèmes	17
MOYENS	19

INTRODUCTION

- a) Le programme présenté dans ce rapport concerne l'étude de la sécurité des installations nucléaires.

Une étude théorique et expérimentale sur la sécurité trouve sa justification dans l'importance sociale de la protection de la population et dans l'incidence que la solution des problèmes de sécurité a sur le coût des installations.

Il est important de noter que ce programme n'a pas pour objet l'étude des problèmes de sécurité propres à un réacteur, mais le développement de recherches de base pouvant être utilisées pour diverses filières de réacteurs et, dans certains cas, pour des installations nucléaires d'autres types (par exemple régénération et emmagasinage d'éléments combustibles).

La résolution des problèmes de base permet, en effet, de mettre à la disposition des centres nationaux et de l'industrie nucléaire un ensemble de résultats dont l'acquisition propre serait très onéreuse. Ainsi ces études permettent au constructeur et à l'exploitant une économie de temps et d'argent.

- b) Les études de sécurité ont suivi pas à pas, dans le monde entier, le développement des réacteurs. La philosophie de la sécurité s'est dégagée de l'étude toujours plus détaillée des problèmes et de l'examen des aspects économiques. Ainsi de nombreuses études ont déjà été effectuées, mais un examen approfondi permet de définir des problèmes encore non étudiés, ou non résolus de manière économique.

Aux Etats-Unis, où la recherche a été confiée à des laboratoires nationaux, des entreprises privées et à l'université, un grand effort a été accompli qui a coûté durant les années 1965, 1966, 1967 respectivement 28,3, 34,5 et 38 Muc, soit 8,3 % du montant total du budget AEC dans le domaine de la recherche et du développement des réacteurs.

La recherche a couvert un peu tout le domaine intéressé, mais n'a pas toujours atteint son objectif.

En Grande-Bretagne, l'UKAEA Safeguard Division (qui fait partie de l'Authority Health and Safety Branch) comprenant plus de 100 S/T a effectué des recherches très approfondies, surtout qui concernent les réacteurs à gaz, l'étude de la rupture des cuves, et, plus récemment, la "reliability" appliquée aux réacteurs.

En France, le groupe "Sûreté des piles", comprenant environ 40 ingénieurs, outre les responsables des programmes expérimentaux dans les centres de recherche (principalement Grenoble et Cadarache), a effectué des études poussées principalement sur les problèmes d'ébullition en transitoire en utilisant aussi le réacteur CABRI. Près de Toulon, sous contrat, ont été effectuées des expériences de simulation sur modèles.

En Allemagne, les "Technische Überwachungs-Vereine" des divers "Länder" comprennent environ 80 S/T et l'engagement du Gouvernement Fédéral pour 1967 a prévu un programme de recherche articulé en sections de durées de 1 à 5 ans, pour un montant total de 4 Muc.

Les principaux domaines traités sont : cuves sous pressions et composants (environ 2 Muc), confinement des produits de fission (environ 1 Muc), dynamique des réacteurs (environ 1 Muc).

En Italie, la Division Sécurité et Contrôle du CNEN comprend environ 40 S/T. Il a été prévu, et partiellement commencé en collaboration avec divers instituts universitaires et le Centre d'Ispra, un programme théorique et expérimental sur la fracture et sur les essais sur modèle (propagation d'ondes de choc et essais appliqués au réacteur PEC).

En Hollande, la firme TNO effectue des recherches sur la résistance des matériaux (irradiés ou non) et récemment a été entamé un programme d'étude sur le comportement des matériaux en dynamique.

En Belgique, la Belgonucléaire, collaborant partiellement avec le CCR Ispra, a effectué des recherches sur modèle pour la sécurité des réacteurs rapides. L'université de Gand a poursuivi des études sur la fracture.

Au Japon, divers Instituts de l'Université de Tokyo ont effectué des recherches sur la résistance des matériaux (en particulier essais de fatigue mécanique) et sur la résistance des caissons en béton à une explosion interne. Ces recherches ont commencé récemment.

Malgré les efforts déployés dans le monde entier, quelques grands problèmes restent encore sans solution :

- La résolution complète du problème de la dynamique en cas de MCA.*)
La méthode BETHE-Tait peut convenir pour un MCA grave, mais non pour un MCA plus léger : dans ce cas, le modèle est trop pessimiste et conduit à un coûteux surdimensionnement des composants structuraux.
- La dynamique des accidents de gravité moindre.

Pour ces problèmes, il est intéressant de développer des codes de calcul qui relient la neutronique dans l'espace, à une ou plusieurs dimensions, à une représentation réaliste de la thermohydraulique du coeur.

- La simulation de tous ces phénomènes sur modèle, pour laquelle souvent ont été utilisés des explosifs déflagrants ou détonants, est un autre domaine dans lequel manquent les données et les codes nécessaires.

*) MCA = "Maximum Credible Accident"

- La propagation des ondes de pression, la résistance à rupture des structures, en statique et en dynamique, sont des problèmes non encore résolus et les coefficients et dispositifs de sécurité que le constructeur doit adopter influent sur le coût de l'installation. Un problème qui est aussi à étudier est celui des vibrations induites par le réfrigérant.
- Les connaissances sont encore insuffisantes en matière de neutronique et de physique générale, de propagation des produits de fission dans l'atmosphère, etc.
- Un chapitre enfin, qui prend chaque jour plus d'importance, est celui de l'étude statistique de l'accident, de laquelle pourrait découler une philosophie nouvelle et d'importantes conséquences économiques.

c) Le programme de sécurité concerne l'étude de la cause des incidents, de leurs effets, tant sur les structures du réacteur que sur le voisinage, et la mise au point de méthodes diverses de prévention et de protection. Il s'agit donc d'un programme faisant appel à différentes disciplines comportant des études de physique neutronique, de chimie des réactions explosives, de thermohydraulique, de mécanique des fluides, de mécanique des structures, etc.

Une action communautaire est particulièrement adaptée au développement de ce secteur de la technologie des réacteurs et des installations nucléaires car, d'une part, l'obtention de résultats dans le domaine de la sécurité pourrait donner une impulsion décisive au marché européen de l'énergie nucléaire, et, d'autre part, le programme de base, ainsi qu'il est conçu, se prête au support général des diverses entreprises de la communauté.

Les recherches de sécurité sont d'autre part justifiées du point de vue économique par le fait que l'arrêt d'un réacteur à la suite d'un accident (voir réacteurs SENA de Chooz, Enrico Fermi et Trino Vercellese) cause des dommages incalculables à l'exploitant.

On notera également que les recherches de sécurité nécessitent la mise au point de techniques avancées (mesure de phénomènes ultra-rapides et à haute température) dont l'étude se poursuit depuis plusieurs années au CCR.

L'intervention directe du CCR, dans une activité de ce genre, offre aux pays membres la garantie d'une rapide diffusion des connaissances, d'une accessibilité constante aux résultats, d'un point de rencontre et de discussion des théories développées dans les centres nationaux, et permet enfin la formation d'un personnel hautement spécialisé dont le potentiel est naturellement placé au service des pays de la communauté.

d) Recherches proposées

Durant le second plan quinquennal, le CCR a poursuivi des études de sécurité liées principalement aux problèmes de fuites de réfrigérant, et des études de base sur l'ébullition des liquides, sur la propagation des ondes de pression dans les fluides, et sur le comportement des matériaux soumis à des sollicitations rapides.

Compte tenu de celles-ci et des résultats de l'enquête du paragraphe b), on propose une action sur l'ensemble des problèmes de fonctionnement anormal des réacteurs, en tenant compte des possibilités actuelles offertes par les groupes de travail et les laboratoires des établissements du CCR.

Tout en constituant un ensemble homogène et bien équilibré, cette étude insiste sur les activités ne nécessitant que des moyens nouveaux limités, cherchant à éviter les duplications avec les travaux effectués dans la communauté ou en dehors. L'activité proposée se divise en quatre secteurs :

1) Neutronique et physique générale

Ce chapitre traite les aspects, surtout techniques, du calcul du coeur du réacteur en cas d'accident.

2) Confinement des produits de fission.

On traite la propagation des produits de fission dans l'air et les moyens de capture.

3) Résistance des matériaux et des structures.

On examine les problèmes de résistance mécanique à la suite d'un phénomène impulsif et en condition de sollicitation statique. On étudie également la propagation des ondes qui conduisent aux sollicitations dynamiques.

4) Analyse des systèmes de prévention et de protection.

Concerne les études de "reliability" et le recueil des données et des codes pour l'évaluation des risques.

I. REACTEUR ET ASPECTS PHYSIQUES DE LA SECURITE

I.1. Criticité

La prévention des accidents de criticité est d'une importance essentielle dans toutes les installations nucléaires où des matières fissiles sont traitées : bassin de stockage du combustible, piscine des déchets radioactifs, châteaux de transport, installation de fabrication et de retraitement du combustible, installations de séparation isotopique de l'uranium.

Ce sujet comprend une étude de la formation de la masse critique secondaire dans un réacteur rapide après la survenance d'un grave accident ayant entraîné la fusion du coeur.

Ispra a étudié, pendant plus de cinq ans, les problèmes de la criticité, en particulier du point de vue du transport du combustible nucléaire et de la protection des installations nucléaires du centre.

Des études et des recherches relatives à la criticité sont actuellement effectuées dans les principaux pays nucléaires ; des conférences ont eu lieu, parmi lesquelles on peut citer celle qui a été organisée à Stockholm en novembre 1965 par l'AIEA sur "Le contrôle de la criticité des matières fissiles". Des "Guides de sécurité" ont été publiés.

Actuellement, les constructeurs et les services de sécurité responsables de la manipulation des matières fissiles disposent d'une somme d'expérience considérable et d'un grand nombre de résultats ; cependant il reste encore beaucoup à faire, tant sur le plan théorique que sur le plan expérimental.

Les besoins toujours croissants en uranium enrichi, les projets d'utilisation du plutonium dans un proche avenir et la nécessité de faire des économies d'espace, de poids et de temps durant la manipulation du combustible, rendent indispensable la poursuite des recherches.

Les points principaux qui doivent faire l'objet des recherches futures sont les suivants :

- a) Etudes théoriques et expérimentales sur des géométries complexes.
- b) Recueil de sections efficaces et de données récentes sur la criticité, y compris étude et application des principaux codes existants (GEM, MACAO, O5R, etc.).
- c) Instrumentation on-line pour le contrôle de la criticité dans les installations de retraitement.
- d) Analyse de l'accident de criticité à l'aide de méthodes statistiques.
- e) Calcul des paramètres de criticité pour les systèmes mixtes uranium-plutonium (à l'exception des données déjà fournies par le guide de l'UKAEA).
- f) Incidences radiologiques d'un accident.

Travaux proposés

- Elaboration de méthodes de calcul applicables à des situations typiques de traitement du combustible dans les installations nucléaires ; perfectionnement, du point de vue du temps de calcul, des codes existants, tels que GEM et O5R.
- Révision des bibliothèques actuelles de sections efficaces.
- Adaptation des codes unidimensionnels existants (tels que DTF) en vue d'obtenir, par un seul passage dans l'ordinateur, tous les paramètres de criticité pour un système de composition donnée.
- Obtention, le cas échéant, de valeurs de référence pour les masses critiques mixtes uranium-plutonium.
- Etudes des problèmes relatifs au transport du combustible sous forme liquide ou gazeuse.
- Analyse des conséquences radiologiques d'un accident de criticité.
- Expériences de source pulsée au moyen d'un seul conteneur de combustible de géométrie variable (cylindres, cylindres creux, prismes, etc.).
- Expérience de source pulsée au moyen de plusieurs conteneurs en vue de la détermination des effets de l'interaction.
- Développement d'une méthode de mesure on-line de criticité pour les conteneurs de combustible liquide, utilisant des techniques de comptage des neutrons rapides et retardés.

I.2. Dynamique des réacteurs

La dynamique du réacteur a principalement pour objet la prévision de la réactivité de contre-réaction due aux effets thermo-hydrauliques ou à l'empoisonnement par les produits de fission. Les effets thermo-hydrauliques intéressants peuvent être confinés dans le coeur du réacteur et le circuit primaire ou peuvent concerner l'ensemble du système. Dans le premier cas, il s'agit de mettre en lumière la dynamique, la stabilité ou la sécurité absolue du réacteur seul, dans l'autre cas d'évaluer le comportement de toute l'installation.

Dans ce domaine, on s'est trouvé devant la nécessité de résoudre des systèmes complexes d'équations différentielles couplées. Il s'est posé en particulier le problème de trouver des solutions en fonction de l'espace et du temps à l'aide de techniques numériques et de déterminer les conditions générales de stabilité.

Les modèles de calcul développés à Ispra comprennent :

- a) Une série de méthodes et de programmes de calcul (COSTANZA) pour l'analyse neutronique-thermohydraulique à une ou deux dimensions de la dynamique des réacteurs, y compris les réacteurs couplés.
- b) Un certain nombre de méthodes et un programme de calcul (FRANCESCA) pour le calcul de la dynamique d'un écoulement à deux phases dans un canal chaud et un circuit.
- c) Un programme de calcul (DOPPELAS) pour l'analyse neutronique-thermoélastique unidimensionnelle de la dynamique d'un réacteur pulsé.
- d) Un programme de calcul (SOREX I) pour l'analyse unidimensionnelle de l'accident maximal théorique dans un réacteur pulsé.
- e) Un programme de calcul (EQUSTA) pour le calcul de l'équation d'état utilisée dans la théorie thermo-hydraulique.
- f) Des méthodes d'analyse dynamique du contrôle d'un réacteur normal pulsé.
- g) Des modèles d'évaluation de la stabilité générale.

Au stade actuel de la technique, l'aspect neutronique du régime dynamique a atteint un niveau satisfaisant de développement. Il existe plusieurs codes unidimensionnels et quelques codes bidimensionnels relatifs à la contre-réaction due à différents effets thermiques (par exemple : Doppler, expansion thermique) et thermo-hydrauliques (ébullition du réfrigérant ou du combustible). Certains codes d'évaluation de l'effet dynamique de l'empoisonnement (par le xénon, par exemple) sont même tridimensionnels. Par conséquent, pour ce qui est du domaine neutronique, il est nécessaire non pas d'effectuer de nouvelles recherches fondamentales, mais simplement d'améliorer ou d'étendre les techniques existantes.

Il n'en est pas de même des problèmes thermo-hydrauliques. L'insuffisance des méthodes existantes est due au traitement sommaire des processus thermo-dynamiques ou à la pauvreté des données disponibles pour la description de ces processus. C'est en particulier vers ce secteur que les travaux futurs doivent s'orienter.

Travaux proposés

Les propositions suivantes devraient s'appliquer à tous les types de programme de réacteur :

- Développement de modèles plus élaborés de cinétique neutronique pour l'analyse de systèmes exceptionnellement complexes, tels que les réacteurs couplés.
- Développement de méthodes de synthèse nodales pour la cinétique spatiale des neutrons, en vue de diminuer le temps ordinateur dans le cas des calculs à deux ou trois dimensions.
- Extension du domaine d'application de la cinétique des fluides en ébullition par la recherche de l'explication des phénomènes sous-jacents et l'amélioration ou l'élimination de la corrélation empirique au moyen d'une intégration des données disponibles dans un cadre théorique plus fondamental. A ce sujet, on propose d'appliquer les méthodes de Monte-Carlo à la mécanique statistique et d'aborder ainsi sous un autre angle le problème des changements de phase.
- Extension de l'analyse thermo-hydraulique des transitoires à une configuration de canal bidimensionnelle.
- Combinaison de l'analyse neutronique spatio-temporelle et de l'analyse thermo-hydraulique comprenant la redistribution du flux dans les canaux durant les transitoires.
- Développement de méthodes de calcul de la stabilité de l'ensemble de l'installation et d'analyse des transitoires.
- Extension de l'analyse neutronique-thermoélastique à des systèmes à deux dimensions et prise en compte de la relation qui existe entre la température et les données thermodynamiques utilisées.
- Extension de l'analyse de la destruction du coeur à des systèmes à deux dimensions et prise en compte des effets de la propagation d'ondes actuellement ignorés dans la théorie de Bethe-Tait.
- Recherches de méthodes et de données nouvelles pour l'évaluation des équations d'état (y compris les effets de dissociation et d'ionisation) nécessaires en thermo-hydraulique.
- Développement de méthodes générales de résolution des problèmes complexes de conduction thermique et de contrainte thermique.
- Développement de méthodes d'analyse de la stabilité en fonction de l'espace avec contre-réaction non linéaire.
- Développement de méthodes rapides d'obtention de l'information d'entrée pour l'analyse dynamique.
- Elaboration de critères en vue de la détermination du degré de sophistication nécessaire pour la résolution des problèmes particuliers d'évaluation du réacteur.

II. PROPAGATION ET ABSORPTION DES PRODUITS DE FISSION

II.1. Propagation dans l'air et filtration

Les produits de fission libérés par le combustible en cas d'accident, qui se propagent dans l'atmosphère extérieure, se heurtent à une série de barrières dont l'efficacité n'a pas encore été complètement établie.

Un grand nombre d'expériences ont été effectuées, en particulier aux Etats-Unis (ORNL, NRTS, etc.) et en Grande-Bretagne. Ces tests, qui comprennent plusieurs tests "à l'échelle maximale", présentent un très grand intérêt (Harwell, Winfrith). Cependant, les informations dont on dispose sur plusieurs problèmes sont encore incomplètes.

Il conviendrait de connaître beaucoup mieux ces problèmes, afin de pouvoir effectuer des évaluations plus réalistes des risques que présentent les centrales nucléaires et améliorer les dispositifs de protection.

Travaux proposés

- a) Détermination des principaux facteurs de la rétention des produits de fission (filtration), compte tenu notamment de la fraction des produits de fission qui peuvent être présents sous des formes moins réactives (iodure de méthyle, iode combinée à des particules sub-microscopiques).
- En particulier :
- Etude des facteurs influençant la rétention des produits de fission par l'eau et d'autres liquides ;
 - Etude de l'interaction des produits de fission et des surfaces ;
 - Etude des facteurs influençant l'efficacité de la méthode d'élimination des produits de fission par pulvérisation chimique ;
 - Etude de l'efficacité des lits de charbon de bois imprégné pour l'iodure de méthyle à hautes températures, à un taux élevé d'humidité, à différents débits et différents temps d'opération.
- b) Les propriétés de diffusion de l'atmosphère d'une zone contaminée devraient être étudiées à l'aide de traceurs radioactifs et de matières activables.

Cette étude permettrait de déterminer, dans des conditions particulières de milieu et d'orographie, la valeur des théories actuelles sur la diffusion dans l'atmosphère et les retombées.

Les travaux théoriques seraient effectués sur ordinateur, au moyen des codes généralement utilisés.

III. ETUDE DE SECURITE CONCERNANT LA STRUCTURE ET LES MATERIAUX

III.1 Propagation des ondes de pression dans les systèmes à une et à deux phases

Les recherches portent sur les problèmes qui se posent dans les réacteurs, les cellules chaudes, les installations de retraitement, etc.

L'étude de la propagation d'une onde de pression (en particulier les variations sous forme pulsée et les valeurs de la pression maximale atteinte au cours du phénomène) est indispensable pour déterminer les sollicitations auxquelles sont soumises les structures.

Ce thème a été étudié principalement aux Etats-Unis et au Japon et a été abordé récemment par Ispra, où l'on a mis au point une instrumentation spéciale qui comprend un banc d'optique, un interféromètre différentiel, des capteurs pour la mesure des pressions et déformations à variation très rapide, ainsi qu'une caméra ultra-rapide (10^6 im/sec) et des tubes de mesure des ondes de choc.

En outre, certains phénomènes de propagation des ondes dans les liquides ont été étudiés à l'aide de modèles mathématiques. On a résolu numériquement les équations aux dérivées partielles de la dynamique des ondes et des fluides dans un espace à une ou deux dimensions pour des configurations géométriques simples et des fluides en monophasé.

L'affaiblissement d'une onde de pression produite par une charge cylindrique de TNT a été étudié avec le dispositif de mesure des ondes de choc et les méthodes de Richtmyer et Stanyucovitch. Dans ce cas, les limites d'approximation acoustique dans la propagation de l'onde de pression ont été établies. Enfin, on a étudié la diffraction et la réflexion des ondes de pression sur un cylindre rigide.

Travaux proposés

Dans l'avenir, il sera nécessaire de développer des modèles mathématiques et des programmes de calcul pour les fluides en présence de plusieurs phases et de géométries plus complexes, plus près de la réalité.

Il serait très intéressant d'étudier l'interaction entre les lois de propagation de l'onde de pression et la loi du mouvement d'une structure soumise à l'action de cette onde (interactions choc-structure).

Les programmes de calcul feront appel à des méthodes numériques très complexes* et l'exactitude des résultats sera vérifiée dans chaque cas particulier par des solutions analytiques, mais surtout par des comparaisons avec des expériences très détaillées.

* Lax-Wendroff, méthodes Pic et Mac (Los Alamos).

III.2. Etude des propriétés mécaniques des matériaux soumis à des sollicitations dynamiques

La résistance mécanique d'un matériau soumis à des sollicitations dynamiques n'est pas la même que dans les conditions statiques. Les variations de la limite élastique et de la charge de rupture ont en fait été confirmées. En outre, l'équilibre entre les sollicitations, la réaction des contraintes et les tensions dans la structure devrait tenir compte aussi du facteur temps, avec ses implications dans la distribution spatio-temporelle des déformations.

Les systèmes de calcul des tenseurs contrainte-déformation sont par conséquent beaucoup plus complexes qu'en régime statique et même une étude sur modèles devient beaucoup plus difficile avec l'augmentation de la vitesse de déformation.

Ces problèmes ont été étudiés aux Etats-Unis (ORNL, Pellini), en Grande-Bretagne, au Japon et, surtout dans le domaine appliqué, en France, en relation avec le MCA et les problèmes de dépressurisation.

Ispra a étudié l'influence du taux de charge sur la sollicitation et la charge de rupture de différents types d'acier et de différents alliages au zirconium en tenant compte, dans ce dernier cas, de la fragilité accrue due à l'hydratation. Les sollicitations rapides sont provoquées par des explosions pour lesquelles on utilise généralement des explosifs chimiques. Une instrumentation spéciale a été mise au point pour toutes les mesures, à l'exception de celles qui se rapportent à des expériences sur des échantillons irradiés.

Travaux proposés

Etude de l'influence de la vitesse de déformation, de la température et de l'irradiation sur la résistance mécanique de matériaux nucléaires métalliques, tels que aciers spéciaux, alliages de zirconium, alliages d'aluminium. Il conviendrait en particulier d'étudier les phénomènes de fragilité. L'extension de cette étude aux matériaux irradiés implique un développement des techniques actuelles et la préparation d'irradiations.

Outre les matériaux métalliques, dont l'étude est déjà bien avancée, on pourrait également étudier d'autres matériaux, tels que le béton du bouclier biologique et de la cuve et les écrans anti-explosions, qui sont destinés à atténuer les ondes de pression consécutives à un incident nucléaire.

A ce propos, l'optimisation du bouclier est importante du point de vue de la transmission des radiations. C'est pourquoi, dans le cadre de ce programme, il faut prévoir le calcul du bouclier. Ce calcul pourrait occuper en moyenne un homme à plein temps.

Il conviendrait de développer les méthodes de calcul du champ des contraintes en régime dynamique, en employant principalement la méthode des éléments finis.

III.3. Etude de la corrélation existant entre les propriétés mécaniques déterminées sur des éprouvettes et la rupture d'une structure complexe

La fracture a fait l'objet d'études très approfondies tant dans le domaine nucléaire que dans le domaine non nucléaire, étant donné l'importance du facteur sécurité dans toute grande structure, telles que cuves, bateaux ou tubes de pression.

Des essais ont montré en particulier que lorsqu'un matériau présente un comportement fragile à la rupture, la résistance à la rupture d'une structure complexe est très aléatoire.

Différents types d'essais (imaginés par Charpy, Robertson, Schnadt, Pellini, Van Elst, etc.) ont permis d'avancer dans l'étude de ce problème.

Cependant, l'adaptation de ces essais aux calculs de structure reste toujours un problème non résolu. La poursuite du développement des méthodes de calcul des champs de contraintes, déjà en cours à Ispra, peut contribuer à sa solution.

Travaux proposés

Interprétation et confrontation des résultats des essais à l'aide de calculs basés sur des expériences sur des modèles simples, compte tenu notamment des matériaux utilisés dans les structures de réacteurs.

Amélioration de l'analyse expérimentale des contraintes par l'emploi, non seulement des différentes méthodes déjà mises au point, mais aussi des nouvelles méthodes optiques et radiographiques, qui peuvent apporter une contribution originale. Les appareils de diagnostic métallographique et l'expérience acquise au Centre d'Ispra pourraient être utilisés.

Développement de nouvelles méthodes de calcul, basées sur le type Monte-Carlo, en vue d'étudier la fragilité du point de vue de la propagation des micro-défauts, par analogie avec le phénomène de diffusion neutronique.

Le perfectionnement des méthodes de calcul dans le domaine élasto-plastique pourrait être poursuivi.

Une attention spéciale sera accordée à la résistance des matériaux placés dans des conditions extrêmes (telles que les conséquences de la caléfaction).

III.4. Elaboration d'une théorie à partir de modèles (solicitations par ondes de choc ou par explosion)

Dans différents pays, les Etats-Unis, le Royaume Uni, la France, et plus récemment à Ispra, des études ont été réalisées sur modèles en vue d'étudier l'effet d'une libération rapide d'énergie ou d'une dépressurisation (blow down) sur la structure de la cuve ou des équipements internes de la cuve. Dans de nombreux cas, on a acquis ainsi des éléments de connaissance suffisants pour déterminer les limites de sécurité d'un certain type de réacteur.

Un autre problème est celui de la réduction d'échelle. Dans ce cas également, l'extrapolation est limitée par différents facteurs thermiques, hydrauliques et mécaniques.

Travaux proposés

Les résultats des points III 1, 2, 3 devront être pris en considération et les lois de similitude devront être vérifiées, tout d'abord au moyen de géométries simples, puis sur des modèles plus complexes dans lesquels une explosion nucléaire sera simulée à l'aide d'explosifs. On essaiera d'établir une corrélation avec les phénomènes de dépressurisation.

Ces essais sur modèles permettront également de vérifier les effets des fragments projetés (missiles) et des théories pourront être élaborées en ce qui concerne la manière de minimiser les dommages subis par les structures. Une analyse complémentaire sera nécessaire pour déterminer les caractéristiques des explosifs et étudier les produits de la détonation et de la déflagration.

III.5. Vibrations mécaniques

L'étude comprend :

- L'analyse du comportement sous vibration des composants du réacteur en vue d'éviter les détériorations par usure, fatigue ou phénomènes de résonance. Les excitations peuvent être inhérentes ou non au système.
- Le développement de méthodes et de l'instrumentation destinées à détecter l'apparition des vibrations critiques avant qu'elles ne provoquent des accidents.

L'apparition de vibrations critiques, entraînant l'arrêt des installations, a été signalée par différents centres de la communauté (Trino Vercellese, SENA, KWO, BR 3). Dans les dernières années, le problème des vibrations a pris une importance toujours accrue et on peut citer à ce propos les études effectuées par GEC, Westinghouse, AECL, Siemens et Euratom. Le CCR a étudié la tenue aux vibrations de différents composants du réacteur, à la fois sur le plan théorique et expérimental. Des codes de calcul, une instrumentation, des méthodes d'interprétation des résultats, des circuits d'eau, un banc d'essai de vibrations, etc. sont disponibles à Ispra pour ces études.

Travaux proposés

Etude de la dynamique des structures complexes :

- Développement de codes de calcul des fréquences naturelles et des formes de vibration, en particulier pour les corps plongés dans un liquide.
- Expériences en vue de déterminer les paramètres caractéristiques de ces codes (taux de rigidité de la fixation pour les structures actuelles, coefficients d'élasticité des supports, etc.).
- Réaction des structures aux sollicitations périodiques (corps en rotation rapide, tels que hacheurs ou centrifugeuses, vibrations ou mouvements de la structure portante, tels que bateaux, tremblements de terre, etc.) déterminées par des calculs ou des mesures d'impédance mécanique.
- Etude du mécanisme de transfert d'énergie entre fluide et structure.
- Détermination spatio-temporelle des contraintes provoquées par la turbulence ou les variations de pression.

- Développement de codes de calcul de l'amplitude de vibration d'une structure soumise à une sollicitation hydromécanique.
- Développement d'une théorie pour l'essai d'un modèle à échelle réduite.

Développement de méthodes et instruments pour le contrôle des vibrations à l'intérieur du réacteur.

- Développement d'une instrumentation capable de fonctionner pendant longtemps dans des conditions difficiles (température, pression, rayonnement).
- Interprétation des résultats d'une analyse du bruit (détection des défauts à leur début, voir aussi V.3).
- Développement de dispositifs de protection contre les vibrations.

IV. FIABILITE (RELIABILITY) DES SYSTEMES DE PREVENTION ET DE PROTECTION

IV.1. Développement de méthodes et analyses statistiques du comportement des systèmes. Détection des défauts à leur début.

La fiabilité, domaine technologique de développement récent, a trouvé une application immédiate dans le domaine de la sécurité nucléaire.

Des évaluations statistiques ont déjà été officiellement introduites dans les rapports de sécurité au Canada et en Grande-Bretagne. Le rapport de sécurité du réacteur ESSOR a été également établi sur la base des catégories de fiabilité.

L'utilisation de méthodes statistiques pour l'évaluation de la sécurité globale du réacteur et des différents composants structurels a également été intensifiée au cours des dernières années aux Etats-Unis, comme cela avait été le cas dans les domaines spatial et militaire. Il convient de mentionner à ce propos les études effectuées par la Planning Research Corporation, Holmes et Norver, Philips Petroleum, North American Aviation et la GEC. L'Europe s'intéresse tout particulièrement à cette méthode, malgré certaines incertitudes au sujet de la procédure exacte à appliquer (voir par exemple les comptes rendus de la seconde réunion du groupe de travail des spécialistes en fiabilité, qui s'est tenue à Ispra en juin 1968).

Le développement de ces méthodes, compte tenu notamment des composants mécaniques, se poursuit à Ispra depuis 1966. Les travaux comprennent la procédure de classification des composants, la collecte des données, l'analyse statistique, l'analyse des systèmes de contrôle, l'évaluation statistique de la résistance des structures fragiles simples et complexes et des essais de durée permettant de tracer les courbes de vie des composants. Une application importante a consisté à définir la contrainte admissible pour un tube de pression SAP à partir d'un examen statistique des données relatives à la rupture par fluage. L'application à un système de contrôle liquide progresse également.

Travaux proposés

- Méthodes de calcul de la fiabilité des systèmes.

Cette action porte en premier lieu sur l'adaptation des codes disponibles, puis sur le développement de codes originaux. Actuellement, les codes connus, mais non catalogués, ont été divisés comme suit selon les trois systèmes de calcul : "Table de méthode du dommage" (ARMM, VARO), Méthode de synthèse (NOTED), Méthode de "simulation par arbre" (FATE).

Une application concrète de ces trois méthodes nous permettra de déterminer laquelle est la mieux adaptée aux différents systèmes utilisés dans une installation nucléaire.

- Méthodes statistiques d'analyse de fiabilité structurelle et d'évaluation de la sécurité d'un complexe nucléaire.

Par référence à certaines structures spécifiques d'un réacteur (tuyauteries, cuves, tubes de pression), on développera des méthodes permettant de déterminer la probabilité de rupture à partir de la distribution statistique des principaux paramètres : tolérances, défauts, contraintes, résistance des matériaux employés, etc.

Cette action demande un programme expérimental complémentaire dans le domaine de la mécanique des fractures.

Par référence à un certain complexe ou à un certain sous-ensemble existant ou prévu, on procédera à une analyse de sécurité à l'aide des courbes de vie de chaque composant venant du laboratoire ou du banc d'essai, ainsi que des sources d'information nucléaires et non nucléaires.

Ces travaux permettront de déterminer les meilleures méthodes d'évaluation du taux de fiabilité.

- Contribution à la "banque des données".

La méthode de référence est la classification et la mise à jour périodiques des codes et méthodes de calculs neutronique, thermohydraulique et mécanique. Ces codes, ajoutés aux études de fiabilité des composants, permettront, dans chaque cas particulier, de dresser un inventaire complet des risques et de leurs conséquences. On prévoit en particulier la création d'un "centre d'information sur la fiabilité", comprenant une banque des données et une banque des codes.

- Méthodes de contrôle des systèmes et détection des défauts à leur début.

Le but de cette action est de déterminer les méthodes de contrôle des systèmes de prévention et de protection.

La méthodologie des essais doit permettre de définir :

- les techniques d'essai
- la fréquence des essais.

Les techniques d'essai doivent être choisies en fonction des résultats des différents programmes expérimentaux décrits dans les chapitres précédents. La fréquence des essais sera choisie compte tenu des résultats concernant la fiabilité des composants et des systèmes.

En outre, on envisage le développement d'un appareillage destiné à la détection et à la prévention des accidents (par exemple, analyse acoustique des micro-fissures), ainsi que l'analyse expérimentale du champ des contraintes dans des structures complexes soumises à de hautes températures, permettant de prévoir la rupture des composants principaux par fatigue thermique et mécanique, fluage, etc.

MOYENS

Il est prévu d'affecter à ce programme un effectif moyen de 47 personnes pour 5 ans. Le coût est de 3,8 muc.