

IMPORTANCE DE LA RECHERCHE DANS LES PROGRES DE LA SURETE NUCLEAIRE

I - INTRODUCTION

La sûreté nucléaire s'appuie sur un effort de recherche dont l'importance est fonction du type d'installation. Les programmes les plus conséquents concernent notamment les réacteurs de puissance de la filière à eau légère.

L'analyse de la sûreté de telles installations montre en effet que les accidents hypothétiquement envisageables doivent pouvoir être évités, ou tout au moins maîtrisés, grâce à des dispositions qui rendront extrêmement faible la probabilité d'un accident aux conséquences graves.

La notion de conséquences graves est directement rattachée à celle d'intégrité des éléments combustibles composant le coeur du réacteur. Dans ces conditions, l'essentiel des mesures de prévention visent à éviter toute dégradation importante du coeur.

La détermination des dispositions nécessaires de sûreté s'effectue au moyen de deux catégories d'approche :

- l'une de caractère essentiellement déterministe, qui permet d'élaborer des règles simples, mais qui a pour conséquence d'imposer l'introduction de marges de sûreté d'ampleur souvent assez mal connue ;
- l'autre de caractère probabiliste, plus réaliste, mais dont l'application n'est réellement possible que lorsque les incertitudes sur les connaissances nécessaires sont suffisamment maîtrisées.

La conception des réacteurs a jusqu'à présent essentiellement reposé sur la première approche.

La seconde approche sert de support à l'évaluation des risques des réacteurs ainsi conçus, risques caractérisés par la détermination du spectre des accidents possibles et de leurs conséquences d'une part, et de leur probabilité d'autre part. Elle sert également, mais de façon encore très ponctuelle, dans le choix de certaines dispositions constructives.

Les programmes de recherche sont destinés, soit à mieux apprécier l'ampleur des marges dans la première approche, soit à mieux maîtriser les incertitudes autour des valeurs réalistes utilisées dans les approches de caractère probabiliste. Les programmes de recherche sont également destinés à la qualification des procédures de conduite utilisées pour la maîtrise des accidents et de dispositions complémentaires correspondantes.

Les catégories de problèmes ainsi présentés valent pour les deux filières de réacteur.

Nous présentons ci-dessous ce qui a trait à la filière des réacteurs à eau, en signalant au passage les points qui font l'objet d'un développement détaillé dans la R.G.N. jointe.

II - RECHERCHES EN MATIERE DE SURETE DANS LE DOMAINE DES REACTEURS

A EAU

Dans le domaine de la prévention, la plupart des recherches liées au comportement des structures et composants importants pour la sûreté sont en voie d'achèvement (1). On dispose maintenant de l'essentiel des connaissances permettant de s'assurer d'une évaluation convenable des marges de dimensionnement pour les réacteurs actuels. Cependant un effort modéré, étalé encore sur un terme assez long, devrait permettre de préciser certaines règles pour la conception de réacteurs futurs.

En matière d'évaluations fiabiliste et probabiliste, on dispose de l'essentiel des méthodes de calcul. Par contre, n'est pas encore vraiment maîtrisée - mais il s'agit déjà moins de travaux de recherche à proprement parler - la méthodologie d'étude et d'analyse des défaillances et successions d'événements pouvant mener à un accident grave, en raison de la complexité des systèmes impliqués et en particulier des interactions entre ces systèmes.

(1) cf. Article page 349 R.G.N. jointe

Le facteur humain mérite une mention spéciale. Son importance a pris une acuité encore plus grande suite à l'accident du réacteur de Three Mile Island II. Ses différentes implications sont difficiles à maîtriser ; il doit en particulier être énormément fait appel à l'observation des comportements réels. Pourtant, les enseignements tirés des premières études ont permis d'améliorer certaines dispositions sur les plans suivants : la qualification des procédures (mode de rédaction, opérabilité), la conception du poste de travail (tout particulièrement les salles de commande, le mode de formation et d'entraînement du personnel grâce en particulier à des moyens relativement puissants (enseignement assisté par ordinateur (EAO), simulateurs de conduite en conditions normales et incidentelles).

Dans l'étude des accidents concernant ce type de réacteur, la thermohydraulique en transitoire double phase tient une place dominante. Un effort très important a été engagé de par le monde depuis le tout début du lancement de la filière, en commençant par l'étude des accidents retenus comme situations de dimensionnement à la conception. Aujourd'hui, tous les types d'accidents concevables sont à considérer : dépressurisations par brèche de toute taille sur le circuit primaire, tout type de transitoire pouvant conduire à un bilan d'eau insuffisant dans le circuit primaire.

Des codes d'origine américaine existent, utilisés par le constructeur, qui ont permis d'effectuer les études et analyses de sûreté des réacteurs actuels. Ces codes, dits de première génération, permettront de s'assurer que les marges de conservatisme adoptées sont suffisantes. Mais, partout dans le monde, l'effort se poursuit pour mettre au point de meilleurs codes, dits de deuxième génération.

L'effort français en matière d'acquisition des connaissances et des moyens de calcul dans ce domaine a toujours été de même nature dès l'origine : parvenir à disposer d'un code de calcul de caractère aussi physique que possible, qualifié sur des expériences analytiques, puis vérifié sur des expériences globales. ELECTRICITE DE FRANCE et le COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, avec le concours également de FRAMATOME, mettent au point en commun (équipe mixte d'une vingtaine d'ingénieurs, implantée au Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble) le code CATHARE (2). Ce code est maintenant capable de calculer un accident de perte de réfrigérant primaire : (deux calculs menés l'un avec l'hypothèse d'une grosse brèche et l'autre celle d'une petite brèche décrivent le déroulement des phénomènes thermohydrauliques dans l'ensemble du circuit primaire d'un réacteur). Lorsque ce code disposera des moyens informatiques le rendant opérationnel pour tout utilisateur, c'est-à-dire normalement avant un an, il devrait alors rivaliser avec les meilleurs codes existant dans le monde.

(2) cf. Article page 329 R.G.N. jointe

ELECTRICITE DE FRANCE, FRAMATOME et l'INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE viennent de décider conjointement la réalisation, au Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble, d'une boucle système (BETHSY) qui disposera des caractéristiques les mieux adaptées, surpassant ainsi toutes les autres boucles expérimentales actuellement construites dans le monde, en vue d'étudier la thermohydraulique en double phase du circuit primaire d'un réacteur. Elle sera opérationnelle en 1986. Cette boucle contribuera évidemment à améliorer la validation du code CATHARE, mais elle a aussi pour objectif, en simulant toutes les familles de phénomènes susceptibles de survenir au cours d'un accident en réacteur, de contribuer à la qualification des procédures de conduite en conditions accidentelles.

A noter également l'entreprise d'ELECTRICITE DE FRANCE visant à réaliser d'ici à quelques années des simulateurs d'accidents destinés à la formation et à l'entraînement du personnel de conduite, basés sur les modules physiques de CATHARE, capable de représenter en temps réel le déroulement des accidents les plus complexes pour un réacteur.

Le comportement, et même la dégradation importante des éléments combustibles en cas d'accident font l'objet d'un programme important, en particulier aux Etats Unis et en République Fédérale d'Allemagne. En France, le réacteur expérimental PHEBUS, dédié à l'étude de ces problèmes, est actuellement opérationnel (3). A titre d'illustration on peut citer les résultats de l'un des plus récents essais effectués : il a pu être simulé un accident résultant d'une dépressurisation brutale (en 20 secondes, comme supposé en réacteur en cas de grosse brèche) suivie d'une phase de remontée en température pendant la phase de remplissage en eau au bas des éléments combustibles et enfin d'une phase à température élevée à peu près stable pendant une demi minute avant que le renoyage du combustible en fasse brusquement chuter la température. Les températures atteintes au cours de l'essai se situent dans le domaine de celles retenues dans les critères servant à concevoir les systèmes de sauvegarde dans le réacteur ; on a constaté en particulier que comme prévu les gaines de combustibles se sont rompues, et on s'attend à observer un début d'oxydation significatif de ces gaines. Plus tard, en principe à partir de 1986, de nouvelles catégories d'essais dans PHEBUS aborderont le problème de la dégradation importante de combustible, y compris jusqu'à la formation d'éventuelles quantités de débris importantes.

(3) cf. Article page 338 R.G.N. jointe

Les conséquences d'un accident grave dépendent directement de l'ampleur des rejets radioactifs hors de l'installation. Les phénomènes en jeu sont très complexes. Leur étude repose sur des programmes de recherche de caractère prioritaire dans les différents pays. Un des problèmes les plus importants est celui du devenir des produits radioactifs, notamment l'iode et le césium qui sont potentiellement les contaminants majeurs pour l'environnement en cas d'accident, depuis l'instant où ils pénètrent dans l'enceinte de confinement après dégradation du combustible jusqu'au moment où ils sont susceptibles d'être rejetés à l'extérieur par défaillance ultérieure de l'enceinte.

On a lancé depuis peu en France le programme PITEAS qui comprend des essais de laboratoire et des essais dans une boucle spéciale, destinés à étudier, d'une part le comportement d'aérosols de césium et de composés iodés et leur vitesse de dépôt en fonction des conditions physiques et thermohydrauliques ambiantes, d'autre part l'efficacité et les conditions de mise en oeuvre d'un système de filtration qu'il est prévu de mettre en place sur tous les réacteurs pour permettre des rejets contrôlés et filtrés au cas où, pendant l'accident, la pression interne enceinte dépasserait la valeur de conception.

III - CONCLUSION

La conception des réacteurs s'est faite avant de disposer des résultats de bon nombre de travaux de recherche. Ceci est particulièrement vrai pour le problème des accidents. Cependant on constate aujourd'hui que les marges de conservatisme adoptées pour ces réacteurs, vis-à-vis des situations accidentelles retenues dans le dimensionnement, s'avèrent toujours valables.

L'effort d'analyse de sûreté mené en parallèle a permis de mettre en évidence quelques points faibles dans la conception des réacteurs : l'accident de Three Mile Island II en est une illustration.

On s'aperçoit aujourd'hui que les solutions pour y remédier n'ont conduit en aucune manière à revoir véritablement les règles de conception. L'attention s'est d'avantage portée - cela est apparu suffisant - sur la sûreté en exploitation, en mettant l'accent sur l'importance des procédures de conduite, complétées dans certains cas de dispositions complémentaires d'ampleur très modeste réalisables sur tous les réacteurs existants.

Dans ces conditions, sans exclure la possibilité pour les réacteurs futurs de bénéficier des résultats de la recherche dans leur conception même (peut-être dans le sens d'une contrainte accrue, mais aussi dans celui, possible, d'un allègement), les résultats de recherche obtenus maintenant et dans les toutes prochaines années seront immédiatement exploitables, tant vis-à-vis de l'amélioration de la sûreté des réacteurs existants par la voie de la qualification des procédures de conduite, que dans l'évaluation générale du risque inhérent à ces réacteurs dont une des retombées principales est de s'assurer de la cohérence entre les différentes dispositions de sûreté adoptées.