

INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON  
THERMAL REACTOR SAFETY

San Diego, February 2-6, 1986

J. Bussac<sup>(1)</sup>, F. Cogné<sup>(2)</sup> et J. Pelcé<sup>(3)</sup>

APPROCHE FRANCAISE EN MATIERE D'ACCIDENTS GRAVES  
ET DE PROBLEMATIQUE DU TERME SOURCE

(1) Directeur des Recherches de Sécurité Nucléaire à l'Institut de Protection  
et de Sûreté Nucléaire, France

(2) Directeur de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, France

(3) Adjoint au Directeur des Recherches de Sécurité Nucléaire, I.P.S.N., France

## APPROCHE FRANCAISE EN MATIERE D'ACCIDENTS GRAVES ET DE PROBLEMATIQUE DU TERME SOURCE

Depuis le rapport RASMUSSEN WASH-1400 et l'accident de TMI 2, de nombreuses études et des recherches variées ont été menées pour permettre d'avoir une meilleure connaissance des risques et des conséquences d'accidents graves survenant sur les réacteurs à eau. Au cours des deux dernières années de nombreuses synthèses et évaluations ont été publiées aux Etats-Unis ou élaborées sous l'égide de l'OCDE/CSNI<sup>(1)</sup>. Des discussions ont notamment porté sur le niveau des rejets radioactifs - le terme source - hors de l'enceinte de confinement intervenant dans de tels accidents, niveau qui détermine les risques encourus par les populations environnantes et les mesures de sauvegarde à prendre, notamment par les pouvoirs publics, vis-à-vis de ces populations.

Si la compréhension d'un certain nombre de phénomènes intervenant dans les séquences d'accidents graves a notablement progressé ces dernières années et bien qu'il subsiste encore un large domaine pour des recherches, certaines des discussions actuelles se concentrent sur les répercussions possibles des estimations récentes du terme source dans le domaine réglementaire.

En France nous estimons que les accidents graves ne doivent pas être pris en compte au niveau du dimensionnement des centrales.

Par contre, l'analyse de ces accidents graves est discutée au cours de la procédure réglementaire, non seulement pour vérifier les bases sur lesquelles sont établis les plans de secours, mais aussi pour s'assurer que les procédures d'exploitation permettent la mise en oeuvre d'une gestion efficace des accidents sévères ; la priorité reste donnée à la prévention, c'est-à-dire aux dispositions capables de faire obstacle à la dégradation du refroidissement du coeur ; on envisage le cas d'un échec de ces dispositions, avec la mise en oeuvre de mesures propres à réduire les conséquences d'une fusion de coeur.

C'est cette approche des problèmes qui est développée ci-après.

### I - Approche en matière de doctrine de sûreté - Objectifs en matière de sûreté dans le domaine de la prévention - Procédures H

La sûreté des installations nucléaires repose d'abord et avant tout sur la **prévention** des accidents ce qui justifie tout le soin à apporter à une bonne conception, à une réalisation correcte et à de

bonnes règles d'exploitation. C'est aussi le rôle dévolu aux dispositifs de sauvegarde, prévus avec la redondance nécessaire, dans le cadre des règles de dimensionnement.

Toutefois on ne peut exclure comme ayant une probabilité négligeable, la défaillance simultanée d'un certain nombre de dispositifs importants pour la sûreté et/ou des manoeuvres inadaptées conduisant à des situations défavorables non retenues dans le cadre du dimensionnement : si ces situations, quoique très improbables, ne sont pas inconcevables, elles doivent être examinées et peuvent conduire à prendre des dispositions particulières pour diminuer soit leur probabilité, soit leurs conséquences, ces dispositions étant prises hors du cadre du dimensionnement proprement dit.

En ce qui concerne le dimensionnement des installations, les autorités de sûreté françaises ont indiqué en 1977 l'objectif de sûreté suivant<sup>(2)(3)</sup> : "Comme objectif général, le dimensionnement d'un REP devrait être tel que la probabilité globale pour qu'il puisse être à l'origine de conséquences inacceptables, ne soit pas supérieure à  $10^{-6}$  par an".

De cet objectif général par réacteur, se déduit l'objectif dérivé ainsi énoncé : "Lorsqu'une approche probabiliste est utilisée pour apprécier si une famille d'événements doit être prise en compte dans le dimensionnement, cette famille devra être retenue si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à  $10^{-7}$  par an".

Pour être à même de respecter ces objectifs, un examen a été fait des probabilités et des conséquences de la perte totale de systèmes redondants et importants pour la sûreté. Les études ont montré la nécessité de mesures venant en complément des systèmes automatiques normalement prévus. Ce peut être une redondance ou une diversification accrues des systèmes concernés ; mais aussi des dispositions permettant des actions correctrices.

C'est ainsi qu'ont été élaborées et définies par accord commun entre l'exploitant (Electricité de France) et les autorités de sûreté, des procédures spéciales d'exploitation dites procédures H (H pour "hors dimensionnement" ; il serait plus correct de dire "à la limite du dimensionnement"). Ces procédures H constituent une intervention de l'exploitant qui, au besoin avec des moyens externes, permet de faire face à la perte des systèmes essentiels redondants, soit par suite de défaillance de mode commun soit par défaillances successives. Dans l'analyse probabiliste, il a été admis cependant de limiter l'incidence de ces actions correctrices, lesquelles ne sont pas définies avec la même rigueur que celles intervenant dans le dimensionnement et sont sujettes aux aléas du facteur humain. Aussi, si les procédures H réduisent la probabilité de "conséquences inacceptables", le facteur de réduction ne pourra en aucun cas être pris supérieur à  $10^2$ .

Cinq procédures H correspondent à 5 catégories d'événements clairement identifiés ont été définies :

- H<sub>1</sub> : perte de la source froide externe à l'installation
- H<sub>2</sub> : perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, normal et auxiliaire ;
- H<sub>3</sub> : perte totale des sources électriques (externes et internes) ;
- H<sub>4</sub> : secours réciproque des systèmes d'aspersion enceinte et d'injection de secours basse pression, pendant la phase de recirculation
- H<sub>5</sub> : protection des sites en bord de rivière contre une crue dépassant la crue de référence (millénale).

Signalons que la définition et la mise au point en France de ces procédures a été facilitée par le haut degré de standardisation qui a été retenu dans notre parc de réacteurs à eau sous pression. Il s'agit encore d'actions qui, bien que non incluses dans le cadre du dimensionnement, sont destinées à **prévenir le développement** d'accidents bien identifiés, avant que ne survienne une dégradation importante du coeur.

Pour les réacteurs du palier 900 MWe, ces procédures ont été ajoutées au dimensionnement mais avec des critères moins sévères ; elles sont mises en place progressivement ; par contre elles sont incorporées désormais dans les règles de conception et de construction des nouveaux réacteurs.

## II - Les plans particuliers d'intervention, termes sources et procédures U

Malgré toutes les précautions décrites précédemment pour éviter la dégradation du coeur, on ne peut exclure absolument l'éventualité d'accidents graves comportant la fusion du coeur et la perte partielle ou notable et plus ou moins tardive de la fonction de confinement des matières radioactives dans l'enceinte. Ceci peut résulter de défaillances en chaîne de systèmes de sauvegarde, couplées ou non à des mesures inadéquates des opérateurs. Par rapport à un scénario donné, on peut presque toujours en imaginer un autre qui soit pire en supposant une défaillance supplémentaire, mais il est bien évident qu'au fur et à mesure que l'on considère des scénarios de plus en plus graves, la probabilité qu'ils surviennent tend vers zéro. Où doit-on s'arrêter ? Faut-il, pour la protection des populations et les mesures à prendre dans ce but, fixer un nouveau seuil de probabilité et déterminer les rejets radioactifs maximum correspondant à ce seuil ? C'est souvent dans cet esprit que l'on parle de "terme source" mais parfois sans préciser ni l'ensemble des scénarios considérés ni le seuil de probabilité que l'on souhaite approcher.

Remarquons que le nombre de scénarios graves possibles est considérable, et si un grand nombre de famille de scénarios ont été analysés dans le rapport WASH-1400, certains retenus dans ce rapport sont aujourd'hui considérés comme fort peu vraisemblables, alors que des phénomènes significatifs supplémentaires doivent au contraire être pris en compte (risque de remise en suspension d'aérosols par exemple)<sup>(4)</sup>. Mais plus fondamentalement deux critiques peuvent être faites à ce mode de raisonnement :

1°) Plus les événements sont improbables, plus grande est l'incertitude sur le calcul de leur probabilité, de sorte que ce calcul lui-même n'a plus grande signification ;

2°) Mais surtout le calcul de termes sources dans de tels accidents laisse de côté le problème majeur que constitue la recherche de la maîtrise du déroulement de ces accidents par une série d'actions appropriées, ce qui est au contraire le souci principal des responsables français.

En France nous n'accordons guère de crédit aux calculs probabilistes pour classer les accidents graves, car nous estimons que l'estimation de ces valeurs très faibles ne repose pas sur une assise scientifique suffisante. Nous préférons nous en tenir à la notion d'événement "concevable" ou "plausible" au sens du jugement de l'ingénieur.

Quant à l'expression "terme source" nous ne l'utilisons qu'avec beaucoup de prudence, car elle nous paraît ambiguë pour les raisons développées ci-dessus. Ne faut-il pas associer à la notion de "terme source" celle des objectifs visés : ainsi l'adéquation des plans d'urgence vis-à-vis des populations ?

Précisons donc : dans notre vocabulaire l'expression "terme source" sera utilisée dans un sens restrictif : "un terme source est un rejet typique, caractéristique d'une famille de réacteurs et représentatif d'une classe d'accidents ; il est considéré pour définir les actions correctrices à prévoir vis-à-vis de cette classe d'accidents en vue de la protection ultime des populations". Ainsi la notion de terme source est-elle associée à une classe de rejets et en l'absence d'actions correctrices, dans le cadre de la préparation des plans d'urgence (Plan d'Urgence Interne de la centrale et Plan Particulier d'Intervention à l'extérieur du site).

A la suite des études menées sur les REP de conception française, trois termes sources de référence ont été identifiés, correspondant à trois grandes catégories d'accidents comportant toutes

la fusion complète du coeur. Dans l'ordre de gravité décroissante :

- le terme source  $S_1$  pour des accidents entraînant la rupture précoce de l'enceinte de confinement (quelques heures après le début de l'accident) ; un exemple type de ces accidents est le "mode  $\alpha$ " selon la terminologie du rapport WASH 1400 ;

- le terme source  $S_2$  pour des accidents conduisant à des rejets hors enceinte directs à l'atmosphère à la suite d'une perte d'étanchéité différée, après un délai d'un ou de plusieurs jours (exemple : mode  $\delta$ ) ;

- le terme source  $S_3$  pour des accidents conduisant à des rejets indirects, du fait de l'existence de voies de transfert avec rétention entre l'enceinte et l'atmosphère extérieure (exemple : mode  $\epsilon$ ).

Les niveaux de rejets correspondants ont été évalués sur la base des connaissances utilisées dans le rapport WASH 1400. Ils sont respectivement, pour ces trois termes sources, de quelques dizaines de pour cent, de quelques pour cent et de quelques pour mille du contenu du coeur en produits de fission pour les produits volatils, hormis les gaz rares relâchés dans leur quasi totalité dans les trois cas (voir tableau 1).

Après examen, les accidents correspondant au terme source  $S_1$  n'ont pas été jugés mériter plus ample considération pour les réacteurs français à grande enceinte de confinement, soit pour des raisons physiques (impossibilité de décrire un enchaînement de phénomènes sur des bases réalistes), soit parce que trop improbables : cas notamment des modes  $\alpha$  et  $\gamma$  de rupture de l'enceinte consécutifs à une explosion de vapeur ou à une explosion d'hydrogène\*. Par contre, il n'en est pas de même pour des accidents entrant dans les deux autres catégories, si on s'en tient à la notion d'événement "concevable" au sens de l'ingénieur. Pour ces derniers se posent le problème des moyens à pourvoir dans l'installation pour limiter les conséquences ainsi que de l'adéquation des plans de secours.

Quelles mesures prévoir pour l'évacuation des populations ? Il est illusoire d'imaginer pouvoir évacuer sans risques graves, une population nombreuse même avec un plan préétabli. Les Plans Particuliers d'Intervention ont été élaborés en France après un examen des possibilités raisonnables d'évacuation. C'est ainsi qu'ont été fixées pour notre pays les mesures suivantes pour les sites occupés par les réacteurs : déplacement possible de la population jusqu'à 5 km et confinement des autres personnes jusqu'à 10 km dans un délai de 12 à 24 heures après le début de l'accident mais avant tout rejet radioactif important.

---

\* Dans le cas des réacteurs français, il est improbable qu'une explosion d'hydrogène (mode  $\gamma$ ) puisse mettre en danger l'enceinte de confinement

La comparaison de l'ampleur de ces mesures avec le niveau supposé des rejets radioactifs montre qu'elles sont compatibles si ceux-ci ne dépassent pas les caractéristiques du terme S<sub>3</sub> ci-dessus. Le terme source S<sub>3</sub> retenu est conventionnellement celui obtenu après calcul des transferts lors d'une séquence accidentelle bien définie sur un réacteur de 1300 MWe type PALUEL : séquence résultant à la fois d'une brèche au circuit primaire et de la perte totale des sources électriques. En particulier, les caractéristiques du terme source S<sub>3</sub> constituent une enveloppe des conséquences de tout accident dont le rejet principal à l'atmosphère proviendrait de la traversée du radier par le coeur en fusion, supposée survenir au bout d'un jour.

Mais on ne peut ignorer des accidents pouvant conduire à des rejets par la partie hors sol de l'enceinte, en des temps de l'ordre de, ou supérieur, à la journée : c'est notamment le cas d'une montée en pression de l'enceinte supérieure à la pression de dimensionnement (mode  $\delta$ ), ou à des fuites importantes de celle-ci (mode  $\beta$ ). Il faut alors donner à l'exploitant des moyens techniques lui permettant de gérer l'accident ou, faute de mieux, de limiter les conséquences à un niveau compatible avec les plans particuliers d'intervention, c'est-à-dire de limiter les rejets au niveau du terme source S<sub>3</sub>.

D'une manière plus générale il a donc été décidé, dès 1981, d'étudier et de mettre à la disposition des opérateurs des procédures ULTIMES, appelées U, leur permettant, par des moyens simples, de limiter les conséquences des accidents. La centrale ayant fait l'objet des méthodes habituelles de conception, il s'agit pour ce faire d'utiliser aussi simplement que possible les dispositions existantes.

Les procédures U visent à couvrir la totalité des situations et ceci, contrairement aux procédures H, indépendamment de leurs causes. Ces procédures en effet sont fondées, non sur des séquences identifiées a priori, mais sur la caractérisation et la reconnaissance des états possibles de refroidissement du coeur et sur les modes d'intervention permettant de restaurer la fonction de sûreté défaillante pour amener l'installation dans un état sûr.

Les procédures U actuellement définies sont les suivantes :

- U<sub>1</sub> : Secours par tout moyen encore disponible pour éviter la dégradation du coeur ou, en cas de dégradation, maintenir le coeur confiné dans la cuve ;
- U<sub>2</sub> : Conduite à tenir en cas de défaut d'isolement de l'enceinte de confinement ;
- U<sub>3</sub> : Mise en oeuvre de moyens mobiles extérieurs pour suppléer à la défaillance éventuelle à moyen terme de l'ensemble des systèmes d'injection de secours et d'aspersion de l'enceinte ; autres types de secours également envisagés ;

- U<sub>4</sub> : Dans le cas des réacteurs de 1300 MWe en cours de construction (paliers P<sub>4</sub> et P'<sub>4</sub>), possibilité d'éviter tout relâchement direct via le dispositif de drainage au sein du béton du radier sous les puits de cuve ;
- U<sub>5</sub> : Possibilité de rejets contrôlés et filtrés au moyen d'un système de filtration spécial (gain sur les rejets de l'ordre d'un facteur 10, à l'exception des gaz rares).

La procédure U<sub>1</sub> est opérationnelle sur tous les réacteurs. Pour U<sub>2</sub>, la règle de conduite est en cours de définition. La procédure U<sub>3</sub> est applicable sur les réacteurs de 1300 MWe, mais pas encore sur les réacteurs de 900 MWe. En ce qui concerne U<sub>4</sub>, les études sont en cours sur le choix des solutions techniques. Enfin, les spécifications générales de la procédure U<sub>5</sub> sont définies et les caractéristiques du système de filtration à sable sont fixées. La définition précise de la procédure et les dossiers de réalisation sont en cours.

A l'exception de U<sub>1</sub>, ces procédures visent non à prévenir l'accident, mais à en atténuer la gravité. A ce titre, un bon exemple est la procédure U<sub>5</sub> visant à décompresser l'enceinte à travers un système de filtration "rustique" en cas de montée en pression dangereuse à l'intérieur du bâtiment du réacteur.

Parmi les modes de ruine de l'enceinte prévus dans le rapport RASMUSSEN, le mode  $\delta$ , correspondant à une perte du confinement par augmentation de pression, est l'un des moins improbables.

En cas d'attaque du radier par le coeur en fusion et de perte simultanée des moyens de refroidissement interne de l'enceinte, les études montrent que la pression interne croîtra régulièrement jusqu'à atteindre, au bout d'un jour à quelques jours, une valeur au-delà de laquelle l'étanchéité de l'enceinte n'est pas garantie. Cette montée en pression est liée à la formation de gaz incondensables (CO et CO<sub>2</sub> essentiellement) provenant de la décomposition du béton du radier par le combustible fondu. C'est un processus relativement lent donnant un préavis de 12 à 24 heures ou davantage avant de dépasser une pression incompatible avec un maintien suffisant de l'étanchéité de l'enceinte.

Face à une telle situation de menace grandissante de rejets radioactifs majeurs par perte de l'étanchéité de l'enceinte, il serait très regrettable de ne disposer d'aucune mesure pour parer ou réduire la menace. Partant de la constatation qu'un gain d'un facteur 10 environ serait suffisant pour ramener le niveau des rejets radioactifs de S<sub>2</sub> à S<sub>3</sub>, c'est-à-dire à un niveau compatible avec les Plans Particuliers d'Intervention, EDF en agrément avec les autorités de sûreté a conçu et étudié en liaison avec l'I.P.S.N. un système de filtration simple reposant sur la filtration des aérosols à travers un lit de sable<sup>(5)</sup>. Le dispositif retenu met à profit une traversée existante de l'enceinte de confinement, prévue pour la décompression après l'épreuve de l'enceinte.



Cette traversée sera équipée de 2 vannes extérieures, manoeuvrables sous 5 bars et commandées de l'extérieur. Une détente du gaz, ramenée à la pression atmosphérique, est assurée entre l'enceinte et le caisson de filtration qui évacue dans la cheminée prévue pour les effluents gazeux.

Des essais de laboratoire effectués à l'IPSN au Centre de Cadarache ont permis de caractériser le type et la granulométrie du sable et ses performances vis-à-vis d'aérosols qui ont été simulés, en fonction de la température, pression et humidité, en régime permanent et transitoire<sup>(6)</sup>. Le compromis entre efficacité de filtration et perte de charge limitée a conduit à retenir un sable de 0,6 mm de diamètre, traversé de haut en bas sur une épaisseur de 80 cm à une vitesse de 10 cm/s (perte de charge 0,1 bar). La section de filtration est de 40 m<sup>2</sup> et le débit 3,5 kg/s.

Les essais concluants ont conduit EDF à proposer la mise de ce système sur tous les réacteurs à eau sous pression du parc français, le caisson de filtration devant être installé sur le toit du bâtiment des auxiliaires nucléaires des réacteurs déjà construits.

En cas d'accident grave justifiant l'utilisation de ce moyen, la décision de mise en oeuvre réclamerait l'accord des pouvoirs publics puisqu'elle conduirait à des rejets moindres mais volontaires. Ce serait une décision difficile si elle devait s'accompagner de mesures d'évacuation. Elle dépendrait de l'évolution de la pression dans l'enceinte, de la volonté d'éviter une perte d'étanchéité ou de contrecarrer des fuites incontrôlées préexistantes ou survenant au cours de l'accident. Il s'agit donc d'une souplesse supplémentaire à utiliser si nécessaire et selon les circonstances. On peut ajouter que les procédures U<sub>5</sub>, U<sub>2</sub>, U<sub>3</sub> et U<sub>4</sub> sont étroitement liées entre elles : par exemple, on recherchera avec une source d'eau recouvrée, à éviter un enfoncement trop important du coeur en fusion dans le radier et surtout la traversée complète du radier dont les conséquences sur le long terme sont difficiles à évaluer (contamination souterraine).

La procédure U<sub>5</sub> apparaît ainsi comme un dispositif permettant de conserver l'intégrité de la dernière barrière de confinement et autorisant un large spectre d'intervention du personnel de conduite en vue de minimiser les conséquences d'accidents graves sur les REP français.

x

x

x

Ces procédures U mettent donc à profit à la fois des actions des opérateurs et des matériels supplémentaires. Mais cela signifie aucunement que nous remettons en cause les règles de dimensionnement.

Au contraire, pour nous, nous tenons beaucoup à distinguer :

a) le domaine réglementaire du dimensionnement qui vise à **prévenir** les accidents et qui comporte un ensemble de règles et de critères parfaitement codifiés, dont le respect doit être **démontré**, au besoin avec des hypothèses **pessimistes** : critère de défaillance unique, redondance des systèmes importants pour la sûreté, protection contre les agressions externes etc... ; tout cet ensemble nous paraît satisfaisant et n'a pas à être modifié ;

b) l'ensemble des dispositions prévues dans les procédures ultimes qui visent à **s'opposer** à l'accident par une "gestion" appropriée à l'aide de tous les dispositifs en place et, si besoin, de matériels complémentaires : il s'agit d'une précaution supplémentaire, mais ces derniers ne sont pas soumis aux mêmes règles contraignantes que ci-dessus, l'ensemble étant traité avec des hypothèses et des méthodes de calcul, non plus pessimistes, mais **réalistes**.

Il est donc clair que les accidents graves ne sont donc pas examinés dans le même esprit ni avec la même procédure que ceux qui sont pris en compte dans le cadre du dimensionnement. La distinction que nous faisons nous paraît fondamentale et justifie notre refus du mélange des genres qui nous semble être la principale source de confusion sur ce sujet.

### III - Faut-il continuer les recherches ?

C'est en partant du rapport WASH 1400, des analyses qui y sont faites, puis de calculs spécifiques, qu'a été élaborée progressivement la philosophie présentée ci-dessus. Il y a quatre ans, nous sommes arrivés à la conclusion que le terme source  $S_1$  - correspondant à la rupture précoce de l'enceinte - pouvait être écarté, ce qui réduisait d'un facteur 10 environ le niveau maximum des rejets, alors que cette rupture précoce est encore considérée dans d'autres pays. Nos termes sources conventionnels  $S_2$  et  $S_3$  sont eux-mêmes probablement pessimistes et comportent vraisemblablement de fortes marges, eu égard aux études effectuées ces dernières années, mais il reste encore beaucoup à faire car les résultats sont entachés de grandes incertitudes. Enfin si notre approche fait une large part à la gestion des accidents graves, celle-ci réclame de bien connaître leur physique : qui peut aujourd'hui expliquer clairement comment s'est refroidi le cœur de TMI 2 ? Sans une bonne connaissance des mécanismes de transfert, de dépôt et de relargage des aérosols radioactifs, on ne peut "gérer" convenablement une situation compromise sans risquer de l'aggraver.

Les calculs théoriques ne peuvent suffire, il faut pouvoir les valider, il faut des bases expérimentales. Alors que certains s'interrogent aujourd'hui sur l'utilité de poursuivre les recherches à un niveau significatif, nous pensons tout au contraire en France qu'il faut maintenir l'effort de R & D, compte tenu de la complexité des phénomènes à analyser et de la difficulté d'obtenir des résultats

expérimentaux représentatifs de situations extrêmes. Parmi les problèmes qui nous paraissent mal élucidés, on pourrait citer :

- degré de refroidissement possible d'un coeur fondu et progression de ce coeur jusqu'à la traversée de la cuve ;
- influence, sur les aérosols produits, de la nature du béton du radier en cas d'attaque de celui-ci par le coeur en fusion ;
- relargage des aérosols déposés, en cas d'explosion en principe d'ampleur limitée dans l'enceinte ou en cas de dépressurisation ;
- influence du rayonnement sur les équilibres chimiques et la stabilité de molécules telles que CsI ; réaction de l'iode avec les revêtements de surface ;
- processus pouvant entraîner une perte d'étanchéité de l'enceinte.

Cette liste n'est pas exhaustive. Du côté français, et compte tenu des résultats étrangers, notre programme de recherches se développe dans 3 directions :

1°) Poursuite d'un programme d'expériences analytiques et développement d'un système de codes utilisant les modèles développés à partir de ces expériences et validés par elles. Parmi les domaines couverts par ce programme, citons<sup>(7)</sup> :

- a) comportement du coeur dégradé, qui fait l'objet en 1986 des expériences phase III sur le réacteur d'essais PHEBUS : 21 crayons portés à 1800°C dans des conditions variables de transitoires de puissance et de renoyage. La phase III sera suivie d'une phase IV à partir de 1987 pour laquelle les températures dans l'assemblage dépasseront 2000°C et devraient permettre des mouvements de combustible liquéfié et l'étude des conditions de refroidissement subsistant dans un tel état ; ces expériences serviront à valider le code VULCAIN ;
- b) phénoménologie concernant le comportement de l'enceinte de confinement : stratification de l'hydrogène et effets de déflagration ou de détonation (codes PLEXUS et JERICO) ;
- c) caractéristiques des aérosols, produits à l'aide des essais hors pile HEVA portant sur du combustible irradié chauffé à 1800°C dans un four à induction ;

- d) étude des aérosols dans le circuit primaire et dans l'enceinte, dépôts et relargage de ces aérosols : un effort de qualification des modèles (en France : code AEROSOLS B1) reste nécessaire surtout en atmosphère humide, les expériences existantes paraissant insuffisantes à cet égard. Le programme "PITEAS, physique des aérosols" prévu en 1986 et 87 à Cadarache permettra de préciser des effets tels que : condensation de la vapeur d'eau sur les aérosols solubles, collision des gouttelettes. Par ailleurs le comportement de l'iode fait l'objet d'expériences poussées à Cadarache, lesquelles ont montré l'importance des effets de radiolyse sur le composé CsI et des réactions avec les peintures des parois<sup>(8)</sup>.

2°) Nécessité d'expériences globales : la démarche de qualifier un par un les modèles physiques à partir d'expériences analytiques n'est pas suffisante : elle présente l'inconvénient d'introduire des hypothèses concernant l'additivité des effets, la nature des espèces physico-chimiques etc... et de ne pas permettre de dépister à coup sûr l'oubli de phénomènes essentiels. Le besoin existe donc de valider la réponse d'ensemble d'un système de codes ainsi que les procédures par des expériences plus globales, se rapprochant autant que possible des réponses qui seraient celles d'un réacteur accidenté :

- a) dans le domaine de la prévention et des procédures H et U<sub>1</sub>, domaine dominé par les phénomènes thermohydrauliques calculés par le code CATHARE, la vérification d'ensemble est attendue de la boucle système BETHSY qui va démarrer à Grenoble en 1986 par accord entre CEA, EDF et FRAMATOME ;
- b) dans le domaine du terme source, de même, une modification du réacteur PHEBUS est à l'étude pour permettre de représenter l'ensemble des phénomènes depuis la fusion d'un assemblage combustible jusqu'aux rejets hors d'une enceinte simulée en passant par le transfert hors du circuit primaire et les phénomènes de stratification, de dépôts et de relargage à l'intérieur de l'enceinte à partir de produits de fission réels. Il s'agit d'un programme important, qui nécessiterait l'utilisation de combustibles préirradiés et réirradiés, pour lequel une collaboration internationale peut être envisagée et dont le planning actuel fixe le démarrage des essais en 1990. Quoique s'agissant d'essais de caractère global, l'intérêt de cette installation serait de pouvoir effectuer un programme relativement étendu comportant la variation d'un certain nombre de paramètres, en vue d'approcher

autant que possible la validation d'ensemble des systèmes de codes calculant les rejets radioactifs et celle des procédures présentes ou à venir visant à atténuer les conséquences des accidents graves.

3°) Reste enfin l'examen des mesures à prendre en cas de contamination extérieure à l'enceinte. Après la mesure urgente que constituerait l'évacuation ou le confinement des populations, puis la surveillance des zones contaminées, des décisions à moyen et long terme seraient à prendre pour la réhabilitation des sols contaminés et le retour à la vie normale. C'est le but du programme RESSAC, actuellement lancé en France que d'étudier les différentes mesures à prendre et d'en apprécier l'efficacité.

### Conclusions

1. L'approche française présentée dans ce rapport vise à constituer un ensemble cohérent qui doit permettre, dans le cas des réacteurs français à eau sous pression, de parer à toutes les situations et à tout type d'accident dont l'éventualité ne paraît pas complètement invraisemblable.

2. La rupture précoce de l'enceinte de confinement n'est plus considéré comme pouvant résulter d'aucun déroulement plausible d'accident et n'est donc plus prise en considération, excepté toutefois dans l'examen et le choix des sites.

3. Les mesures de prévention et des parades relativement peu onéreuses permettent de réduire notablement la probabilité de fusion du coeur et, s'il y a fusion, la probabilité de perte du confinement et le niveau des rejets éventuels à l'extérieur.

4. Ceci suppose une attention toute particulière portée à la gestion de l'accident et aux actions des opérateurs, auxquelles il est attaché une grande importance.

5. Le moment n'est pas venu d'arrêter les recherches, car on manque notablement encore de données expérimentales vis-à-vis de problèmes mal élucidés ; un réel besoin existe, non seulement d'expériences analytiques mais aussi d'un programme de vérification globale des systèmes de codes existants ou en développement.

---

TABLEAU 1

TERMES - SOURCES S  
ET  
FRACTION DE L'ACTIVITE DU COEUR REJETEE

| TYPE DE DEFAILLANCE<br>DU CONFINEMENT | S <sub>1</sub> | S <sub>2</sub> | S <sub>3</sub>      |
|---------------------------------------|----------------|----------------|---------------------|
|                                       | PRECOCE        | DIFFEREE       | TARDIVE<br>(RADIER) |
| GAZ RARES                             | 80 %           | 75 %           | 75 %                |
| I { ORGANIQUE                         | 0,6 %          | 0,55 %         | 0,55 %              |
| NON ORGANIQUE                         | 60 %           | 2,7 %          | 0,30 %              |
| Cs                                    | 40 %           | 5,5 %          | 0,35 %              |
| Sr                                    | 5 %            | 0,6 %          | 0,04 %              |

## REFERENCES

1. - BMI 2104
    - APS : Radionuclide release from severe accidents, Feb. 1985
    - The IDCOR program, presented to the CEC workshop, Sept. 18-19, 1985
    - NUREG 0956 : Reassessment of the technical bases for estimating source terms, draft report August 1985
    - Draft report of Senior Group of Experts on Severe Accidents, October 1985
  2. P. Tanguy : French safety philosophy, Nuclear Safety 24, n° 5, 1984
  3. A. L'Homme, J. Pelcé : French requirements concerning severe accidents, international meeting on LWR severe accident evaluation, Cambridge 1984
  4. APS : cf. supra
  5. G. Beraud, J. Chapuis, J. Delalande : Présentation du système de décompression - filtration de l'enceinte de confinement, AIEA-SM-281/37, Columbus Symposium, Oct. 1985
  6. A. L'Homme, M. Berlin, G. Beraud : Résultat des essais de laboratoire sur la filtration rustique, Luxembourg meeting, October 14-18th, 1985
  7. A. L'Homme et al. : Assessment of release of fission products from the containment of a PWR during serious accidental sequences, SM-281/42, Columbus symposium, Oct. 1985
  8. M. Lucas : radiolysis of cesium iodide solutions in conditions related to those prevailing in a PWR after severe core damage, workshop of iodine chemistry, Harwell Sept. 1985
-

