

FR 860 3352

FR 87 07 283

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

**DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE**

**DAS**



CEA-DAS--46

R1

FRENCH REGULATORY REQUIREMENTS  
CONCERNING SEVERE ACCIDENTS IN PWRs  
AND ASSOCIATED RESEARCH PROGRAMME

A. L'HOMME\*, J. PELCE\*

\* CEA/IPSN

INTERNATIONAL MEETING ON LIGHT-WATER REACTOR

SEVERE ACCIDENT EVALUATION

Cambridge, Massachusetts (August 28 - September 1, 1983)

French Regulatory Requirements concerning Severe Accidents  
in PWRs and associated research programme

Alain L'HOMME and Jacques PELCE

Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire

C.E.A. - B.P. n° 6 - 92260 FONTENAY-AUX-ROSES

FRANCE

-o-o-o-o-o-

La sûreté d'un réacteur nucléaire repose essentiellement sur une bonne conception, une réalisation correcte, et de bonnes règles d'exploitation. Cependant, la défaillance éventuelle de toute disposition importante pour la sûreté, conçue et réalisée selon les règles du dimensionnement, n'a pas en toute rigueur une probabilité négligeable. En conséquence, une évaluation de la sûreté a été menée dans le domaine au-delà du dimensionnement de façon à identifier les modes de défaillance et les accidents dont on n'est pas certain qu'ils soient véritablement inconcevables, dont les deux termes probabilité et conséquences pourraient justifier des dispositions particulières susceptibles de diminuer l'un ou l'autre de ces deux termes.

I - APPROCHE EN MATIERE DE DOCTRINE DE SURETE

Le tableau joint présente une vue d'ensemble de l'approche française en matière de doctrine de sûreté, dans lequel sont mis en évidence les aspects en relation avec les accidents sévères.

1 - Objectifs de sûreté vis-à-vis des populations

Les Autorités de sûreté françaises se basent sur l'objectif de sûreté suivant (établi en 1977) :

"D'une façon générale, le dimensionnement des installations d'une tranche comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée devrait être tel que la probabilité globale que cette tranche puisse être à l'origine de conséquences inacceptables ne dépasse pas  $10^{-6}$  par an".

Toutefois cette limite doit être considérée comme un objectif de nature plus indicative que rigoureusement contraignante : "les chiffres de probabilité ... doivent bien entendu être considérés comme donnant des

.../...

ordres de grandeur pour ce qui concerne l'objectif global et pour ce qui concerne les différentes familles d'événements ...".

Par "inacceptable", on entend ici l'obligation d'avoir à intervenir sur des personnes extérieures au site pour les protéger. En premier lieu cela concerne les actions destinées à sauvegarder la vie et la santé des personnes dans le court terme, dans le cadre d'un plan de secours dit Plan Particulier d'Intervention (PPI).

Les études menées sur des accidents plus sévères que ceux pris en compte dans le dimensionnement montrent que, sur la base d'évaluations réalistes, on pourrait encore juger concevables, bien que certainement extrêmement improbables, certaines catégories d'accidents. Or, certains de ces accidents seraient susceptibles d'avoir des conséquences importantes sur les populations et l'environnement.

La notion d'importance liée aux conséquences de tels accidents dépend des capacités de mise en oeuvre du PPI. Sur la base des premières études de conséquences d'accident effectuées, les caractéristiques du PPI ont été établies comme suit, en vue d'en assurer la mise en oeuvre avec une forte présomption de succès : pouvoir évacuer les personnes jusqu'à 5 km et confiner les autres personnes jusqu'à 10 km dans les premières 12-24 heures suivant le début de l'accident avant tout rejet radioactif important, sans avoir ensuite, après l'émission effective des rejets radioactifs, à engager d'autres mesures immédiatement (c'est-à-dire dans les tous premiers jours qui suivent). Dans ces conditions, le PPI sera compatible avec l'ampleur des rejets radioactifs en cas d'accident, si ceux-ci ne dépassent pas les caractéristiques d'un terme source limite, ou de référence -dénommé  $S_1$ , par la suite-, pour lequel apparaissent les contraintes suivantes : d'une part la notion de délai (12-24 heures) avant rejets importants, et d'autre part celle de niveau maximum de radioactivité relâchée (ne pas avoir à intervenir dans l'immédiat sur les populations au-delà de 10 km).

Les études ont montré que le terme source  $S_1$  se situait au niveau des conséquences de catégories d'accidents sévères pour lesquels les produits radioactifs étaient, pour une part, très faible, rejetés à l'extérieur compte tenu des spécifications d'étanchéité de l'enceinte à la construction, pour l'autre part filtrés, hormis les gaz rares en quasi totalité rejetés, notamment à travers le sous-sol en cas de traversée du radier par le coeur en fusion. Mais l'étude d'autres accidents, parmi les plus sévères dans la catégorie de ceux encore jugés concevables (dans le sens donné plus haut), a montré la possibilité de rejets directs, à terme, au-delà de 12-24 heures suivant le début de l'accident, sensiblement plus élevés que ceux de  $S_1$ . Or, l'élaboration effectuée en parallèle des dispositions nécessaires à la mise en oeuvre du PPI a montré que, même en admettant des seuils relativement élevés, les interventions nécessaires ne pourraient pas être menées de façon correcte avec des rejets de telle ampleur. En conséquence, des dispositions complémentaires sur l'installation sont apparues devoir être envisagées, à condition toutefois que leur importance soit modeste étant donné l'extrêmement faible probabilité de telles situations extrêmes.

Par la suite, sont apparues certaines évolutions sensibles, notamment du côté du terme source. En effet, il semble que ce terme source, sur la base d'études et d'évaluations récentes sur les transferts radioactifs internes à l'installation, devrait être, hormis les gaz rares, sensiblement inférieur à celui résultant des premières études. Mais il apparaît en même temps que les seuils d'intervention devraient être eux aussi assez bas, de façon à bien maîtriser les conditions de mise en oeuvre du

PPI dont l'objectif est clairement de soustraire toute personne extérieure au site à des effets sur la santé ; de ce point de vue, les valeurs figurant dans le guide établi dans le cadre des Communautés Européennes, intitulé "Critères de radioprotection pour limiter l'exposition du public en cas de rejet accidentel de substances radioactives" (juillet 1982), constituent une bonne référence. De plus, à cette notion de seuil d'intervention il convient d'ajouter d'autres considérations comme par exemple :

a) la prise en compte, étant donné que les évaluations sont censées être faites sur des bases réalistes, des aléas possibles au moment de l'accident sur les conditions véritables de transfert des substances radioactives dans l'environnement, en fonction des conditions météorologiques et de distribution au sol de la contamination ; b) l'effet d'une contamination durable (cas des césiums notamment) sur la perturbation des conditions de vie alentour sur le très long terme.

En l'état actuel des connaissances, on doit considérer que le terme source de référence  $S_1$  est simplement un guide vis-à-vis des dispositions à prendre tant sur l'installation que pour le PPI, dont il convient de ne pas figer trop tôt toutes les caractéristiques tant que l'essentiel des résultats des programmes de recherche et d'études correspondants n'aura pas été acquis. De façon à éviter toute difficulté dans la compatibilité de ce terme source  $S_1$  avec la faisabilité du PPI, il a été décidé de prévoir des dispositions sur l'installation, d'ampleur modeste, qui abaissent de l'ordre d'un facteur 10 les rejets, hormis les gaz rares, qui résulteraient d'accidents parmi les plus sévères retenus ; c'est là un ordre de grandeur jugé significatif dans la mesure où un gain d'un facteur 10 sur les rejets correspond à un gain d'un facteur 16 environ sur les surfaces contaminées dans l'environnement, toutes choses égales par ailleurs.

Ne sont pas pris en considération, dans toute cette approche, d'autres accidents hypothétiques de caractère très nettement différent, en ce sens qu'ils ne sont pas descriptibles sur des bases d'évaluation réalistes et qu'en conséquence ils ne peuvent pas être considérés comme réellement concevables. Ce sont notamment des accidents qui conduiraient à une rupture brutale du confinement consécutive à une violente explosion ; cela concerne en particulier les modes de ruptures  $\alpha$  et très probablement  $\gamma$  (les programmes d'étude en cours devraient le confirmer) consécutifs respectivement à une explosion vapeur ou à une explosion hydrogène. De tels accidents, ainsi que d'autres également imaginables mais tout aussi ultra-hypothétiques, ne peuvent pourtant pas être ignorés pour autant dans l'examen de l'acceptabilité d'un site ni tout à fait dans l'élaboration des plans de secours.

## 2 - Objectifs de sûreté vis-à-vis de l'installation

Les Autorités de sûreté prescrivent également les mesures suivantes :

"Lorsqu'une approche probabiliste sera utilisée pour apprécier si une famille d'événements doit être prise en compte pour le dimensionnement d'une telle tranche, il conviendra de considérer que cette famille d'événements doit être effectivement prise en compte si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à  $10^{-7}$  par an ...".

a) Pour les besoins du dimensionnement, l'objectif de conception vise logiquement la non dégradation importante du cœur.

.../...

Vis-à-vis de l'objectif de sûreté de  $10^{-7}$  par famille d'événements par réacteur x an pour ne pas avoir de conséquences inacceptables, on a de bonnes raisons de supposer que le maintien de l'intégrité du confinement a une probabilité de succès loin d'être négligeable, tant vis-à-vis de rejets directs à l'atmosphère que, par exemple, vis-à-vis de la contamination des nappes aquifères par le sous-sol.

Cependant, de façon à tenir compte de la qualification très partielle des méthodes PRA actuelles, mais aussi de modes communs susceptibles d'affecter simultanément les sauvegardes coeur et enceinte, sinon même d'une défaillance concomitante indépendante de l'étanchéité de l'enceinte (mode  $\beta$ ), on considère pour le moment que l'objectif de sûreté sera réalisé dès lors que l'objectif de conception correspond à la non dégradation importante du coeur, dont la probabilité ne doit pas être supérieure à  $10^{-7}$  par famille d'événements par réacteur x an.

Pour atteindre cet objectif de conception, des évaluations de caractère probabiliste font ressortir la nécessité de mesures venant en complément des systèmes automatiques de protection et de sauvegarde normalement prévus ; ceci est surtout vrai pour ceux de ces systèmes qui sont en fonctionnement permanent ou fréquemment sollicités. Pour y remédier :

- ou bien, on recherche par exemple une redondance ou une diversification accrue vis-à-vis des systèmes concernés ; bien évidemment cette voie est toujours analysée ;

- ou bien, on introduit des dispositions complémentaires destinées à rendre possible la mise en oeuvre de procédures de conduite particulières, dites H, permettant de surmonter la difficulté, en évitant la dégradation importante du coeur par le maintien en état sûr pendant un temps suffisant pour accroître sensiblement les chances de récupérer la fonction défaillante.

Dans cette deuxième approche, la probabilité qu'un accident dégénère au point d'en arriver à une forte dégradation du coeur est schématiquement le produit de trois termes : la probabilité de l'événement initiateur, la probabilité d'échec du système sollicité, et la probabilité d'échec de la procédure H elle-même.

Concernant cette dernière, étant donné d'une part qu'on admet que les dispositions complémentaires peuvent ne pas obéir en toute rigueur aux règles de dimensionnement habituelles et d'autre part que les incertitudes sur le facteur humain sont à considérer dans le déroulement de la procédure, on considère qu'en tout état de cause cette probabilité ne pourra pas être comptée pour moins de  $10^{-2}$  par famille d'événements x an.

Actuellement sont définies cinq procédure H (correspondant à cinq catégories d'événements) :

- H<sub>1</sub> : Perte de la source froide extérieure,
- H<sub>2</sub> : Perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, normale et auxiliaire,
- H<sub>3</sub> : Perte totale des sources électriques,
- H<sub>4</sub> : Secours de la fonction aspersion enceinte par les systèmes d'injection de secours et vice-versa, pendant la phase de recirculation,

.../...

- H<sub>5</sub> : Protection des sites en bord de rivière contre une crue dépassant la crue millénaire.

Pour les réacteurs actuels, en construction ou en fonctionnement, ces procédures sont considérées à la limite du dimensionnement, alors que pour les réacteurs futurs elles font partie du dimensionnement comme l'indique le tableau. Les procédures H<sub>1</sub>, H<sub>2</sub> et H<sub>3</sub> sont en place sur les réacteurs. La procédure H<sub>3</sub> commencera à l'être dans un an, et la procédure H<sub>4</sub> un peu plus tard sur le réacteur 1300 MWe de PALUEL.

b) La "dégradation-fusion du coeur" est censée résulter quasi-directement de l'événement "défaillance sauvegarde", quel qu'en soit la cause (y compris éventuellement l'échec d'une procédure H) ; il s'agit ici des sauvegardes destinées à assurer le renoyage à temps du coeur (injection de secours essentiellement, directe ou en recirculation) et l'évacuation de la puissance résiduelle. L'événement "défaillance sauvegarde" est clairement identifié ici car il est à l'origine de la mise en oeuvre de procédures de conduite dites "ultimes", ou U, à commencer par celles, U<sub>1</sub> et U<sub>3</sub>, destinées à maintenir le coeur dans la cuve (combustible non dégradé) si cela est encore possible, ou alors combustible dégradé).

A partir de l'instant où le coeur dégradé ne peut plus demeurer confiné dans la cuve au cas où toutes les mesures antérieures n'auraient pas eu l'effet escompté, il y a présomption élevée que la fonction confinement elle-même deviendra à terme fortement menacée, en particulier par la perte possible, dans les conditions physiques très dégradées dans l'enceinte au cours du déroulement de l'accident, des deux sauvegardes injection de sécurité et aspersion enceinte pendant la phase de recirculation. L'intégrité du confinement pourrait également se trouver compromise par un fonctionnement défectueux des organes d'isolement de l'enceinte, corrélé ou non aux conditions agressives régnant dans l'enceinte. L'étude des scénarios correspondants montre que dans cette hypothèse les rejets radioactifs pourraient être supérieurs (de l'ordre d'un facteur 10) au terme source de référence S<sub>3</sub> retenu pour l'évaluation de la capacité de mise en oeuvre du PPI.

La solution à cette difficulté a été trouvée dans la possibilité d'élaborer d'autres procédures ultimes : procédure U<sub>2</sub>, extension de la procédure U<sub>3</sub> à la sauvegarde de l'enceinte, procédures U<sub>4</sub> et U<sub>5</sub>. Ces procédures sont complétées par des dispositions particulières permettant leur mise en oeuvre. Il apparaît que pour les réacteurs de conception française ces dispositions peuvent être d'ampleur modeste.

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 (IS) et aspersion enceinte (EAS) ; autres types de secours également envisagés ;
- U<sub>4</sub> : Dans le cas des réacteurs 1300 MWe en cours de construction

.../...

(paliers  $P_4$  et  $P'_4$ ), possibilité de noyer le dispositif de drainage au sein du béton du radier sous le puits de cuve ;

- $U_5$  : 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), utilisable à moyen terme (au-delà de 12-24 heures), en vue d'éviter une perte d'intégrité de l'enceinte par suite d'une surpression interne.

Pour les procédures  $U_1$  et  $U_2$ , les règles de conduite correspondantes sont actuellement en place sur tous les réacteurs en fonctionnement. La procédure  $U_3$  sera en place sur le premier réacteur 1300 MWe (PALUEL) avant deux ans. La règle de conduite concernant la procédure  $U_4$  sera définie en 1983. La définition complète de la procédure  $U_5$  sera établie avant un an.

## II - DESCRIPTION DES PROCEDURES ULTIMES, OU "U", IMPLIQUANT LE DEROULEMENT DE PHENOMENES PHYSIQUES PROPRES AUX ACCIDENTS SEVERES

Les procédures H, bien que classées à la limite du dimensionnement, possèdent essentiellement un caractère de prévention vis-à-vis de situations qui risqueraient autrement de devenir très dégradées. Elles ne seront pas décrites ici.

Par contre, les procédures U, mises à part les procédures  $U_2$  et  $U_3$ , elles aussi de caractère essentiellement préventif, sont en relation étroite avec le déroulement des phénomènes physiques propres aux accidents sévères.

### 1 - Procédure $U_1$

Les procédures de conduite en conditions accidentelles du type actuel, soit A (avec systèmes de protection et de sauvegarde opérant normalement), soit H (avec défaillance de certains systèmes), sont établies sur la base d'une analyse de type séquentiel de familles d'accidents clairement identifiés, et sur un diagnostic initial de la cause de l'accident (une seule cause par famille).

Cependant cette approche se révèle insuffisante pour faire face à toutes les situations possibles, en particulier celles résultant de défaillances multiples ou d'accidents combinés, que l'origine en soit technique ou humaine. C'est ainsi qu'à l'initiative d'Electricité de France a été imaginée une approche nouvelle fondée sur la reconnaissance des états thermohydrauliques de refroidissement de la chaudière, dont fait partie notamment la procédure ultime, dite  $U_1$ , spécifique des situations potentiellement graves susceptibles de mener à la dégradation du coeur ou encore applicable si le coeur est déjà dégradé.

L'approche proposée inclut les étapes suivantes :

- l'identification, de manière exhaustive, de tous les états de refroidissement possibles de la chaudière, leurs domaines de stabilité et leurs transitions ;

.../...



- la caractérisation des états par des grandeurs physiques mesurables ;
- l'identification pour chacun de ces états des actions correctives et/ou réparatrices requises de l'opérateur ;
- la définition du processus de diagnostic d'état correspondant et des règles de conduite associées ;
- la détermination des mesures physiques et du traitement d'information en salle de commande nécessaires à la mise en oeuvre de ce processus de diagnostic d'état et d'action.

La faisabilité de la méthode est maintenant acquise.

La procédure  $U_1$  sera mise en oeuvre, soit parce que la défaillance clairement identifiée, même partielle, d'une sauvegarde essentielle conduira à abandonner une procédure séquentielle en cours de déroulement, soit parce que l'état de refroidissement du réacteur apparaîtra dans une phase de dégradation inquiétante.

Il est probable que l'entrée dans la procédure  $U_1$  constituera pour l'opérateur un choix délicat. C'est pour cette raison qu'EDF a décidé de mettre en place un processus de Surveillance Permanente après Incident (SPI) pour tout incident survenant sur l'installation, cette surveillance étant placée sous la responsabilité de l'Ingénieur de Sécurité et de Radioprotection (ISR), dont le rôle se limite à conseiller l'opérateur sur les actions à mener tant que la maîtrise des événements ne pose pas de difficulté majeure, mais qui prend la responsabilité totale des opérations à partir de l'instant où il juge nécessaire d'entrer dans la procédure  $U_1$ .

Une instrumentation complémentaire est prévue pour rendre pleinement opérationnelle la procédure : température sous le dôme de la cuve, niveau dans le plenum supérieur entre sortie coeur et tubulures de sortie cuve, taux de vide dans le branches chaudes. Les solutions techniques correspondantes sont en cours d'étude et de définition.

Malgré ces manques, la procédure  $U_1$  est néanmoins applicable dès maintenant sur tous les réacteurs existants.

## 2 - Procédures $U_4$ et $U_5$

L'attaque du radier en béton par le coeur en fusion et la montée en pression dans l'enceinte de confinement due à la vapeur d'eau et à la production de gaz incondensables sont considérées comme inévitables dans le cas où le système de refroidissement de l'enceinte (EAS) n'est plus en état de fonctionner. On peut ajouter que, même si ce système est au départ disponible, les conditions régnant alors dans l'enceinte pendant la période de recirculation risqueraient de ne pas permettre d'assurer un fonctionnement durable du système, lequel n'est pas qualifié pour de telles conditions.

On a vu qu'on ne retenait pas l'hypothèse d'explosion violente qui conduirait à la perte d'intégrité de l'enceinte, qu'elle soit due à l'interaction eau-combustible en fusion ou à l'hydrogène. Toutefois, on retient l'hypothèse que des réactions vives de même origine sont possibles et peuvent constituer un facteur aggravant dans le déroulement de l'accident.

La procédure U<sub>4</sub>

Cette procédure concerne seulement les réacteurs 1300 MWe. Ces réacteurs sont pourvus d'un système à double enceinte comprenant deux parois pour la partie hors sol et un réseau de drainage dans le radier y compris sous le puits de cuve. Lors de la progression du coeur en fusion à travers le radier, une voie de rejets radioactifs directs vers l'atmosphère sera possible par ces drains à un moment donné.

La procédure U<sub>4</sub> consiste à noyer les drains en temps voulu dès lors que l'attaque du radier a commencé, en utilisant un équipement mobile prévu à cet effet, alimenté par les réserves d'eau existant sur le site.

Bien que de grandes incertitudes existent sur l'efficacité de ce procédé, une large fraction de l'iode et du césium devrait néanmoins pouvoir être piégée par l'eau.

Pour les réacteurs futurs, EDF propose un nouveau dessin du système de drainage, en sorte que ce type de défaillance du confinement n'existera plus.

La procédure U<sub>5</sub>

Vis-à-vis des scénarios d'accident pour lesquels il y aurait à la fois attaque du radier par le coeur en fusion et perte des moyens de refroidissement interne enceinte, les études montrent que la pression interne enceinte croîtra régulièrement jusqu'à atteindre, au bout d'un jour à quelques jours, une valeur au-delà de laquelle la tenue de l'enceinte n'est pas garantie.

Entre temps, les substances radioactives, hormis les gaz rares, abandonneront progressivement l'atmosphère de l'enceinte par dépôt sur les parois ou dans l'eau du puisard. Or, les connaissances sur les mécanismes de transfert et de distribution des substances radioactives dans l'enceinte sont encore très insuffisantes, et les valeurs recherchées sont certainement très dépendantes des conditions du déroulement de l'accident.

Même si la partie courante de l'enceinte de confinement est en principe capable de tenir à une pression plus élevée que celle retenue pour son dimensionnement (fissurations à partir de 7-8 bar pour les enceintes double en béton sans peau des réacteurs 1300 MWe, rupture franche à partir de 10-12 bar pour les enceintes simples avec peau des réacteurs 900 MWe), il y aurait lieu alors d'envisager de procéder à des rejets contrôlés hors de l'enceinte à partir, pense-t-on, de la pression de dimensionnement de 5 bar, étant donné aussi les incertitudes sur les fuites possibles par les traversées au-delà de la pression de dimensionnement. Un gain d'un facteur 10 environ étant requis vis-à-vis des rejets radioactifs potentiels correspondants -les raisons en sont données plus haut-, il est prévu de mettre en place sur tous les réacteurs un système de filtration particulier de façon à ce que les rejets soient à la fois contrôlés et filtrés.

EDF étudie la mise en place d'un tel système qui sera implanté, pour les réacteurs 900 MWe, au-dessus du bâtiment des auxiliaires nucléaires (commun à deux tranches). Il sera commandé manuellement, le système étant branché sur des pénétrations déjà existantes pour d'autres besoins.

Les caractéristiques du filtre ne sont pas complètement déterminées. Il utilisera du sable qui sera traversé par le mélange air-vapeur

et autres gaz incondensables, sans piégeage de l'énergie ainsi évacué. Le débit de ce mélange ne devra pas excéder 3 kg/sec. Les résultats des études et essais actuellement obtenus montrent que le facteur 10 visé, peut-être même un peu plus (facteur 2 à 3 fois plus élevé), obtenu sur un système de dimensions raisonnables en taille et en poids, compatibles avec l'implantation envisagée.

### III - PROGRAMMES DE R. ET D. EN RELATION AVEC LES DIFFERENTES ETAPES DU DEROULEMENT D'ACCIDENTS SEVERES

La motivation la plus forte dans la définition des programmes de R. et D. concerne l'acquisition des connaissances et outils d'évaluation nécessaires à la maîtrise la meilleure des événements au cours du déroulement des accidents, y compris les accidents les plus sévères. Il convient, à ce propos, d'insister sur ce que le terme de "procédure", utilisé précédemment, doit être compris dans son sens le plus large. Il ne s'agit pas de l'élaboration d'une simple check-list, bien que cet aspect en fasse partie, mais plus globalement d'un guide de conduite laissant une large place à la réflexion vis-à-vis du diagnostic et des actions à entreprendre, une grande part de l'aboutissement des études devant également être consacrée à la formation, sur les plans théorique et pratique, du personnel de conduite et autres personnes concernées en cas d'accident.

Les domaines de R. et D. sont nombreux. La place manque ici pour les présenter tous.

1) A la limite du domaine de la prévention sont à étudier et à analyser les problèmes en relations avec le diagnostic et le suivi permanent corrects des accidents.

a) Le facteur humain mérite une mention spéciale. Ses différentes implications sont difficiles à maîtriser ; pour le bien connaître, 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 contrôle), le mode de formation et d'entraînement du personnel grâce en particulier à des moyens relativement puissants (enseignement assisté par ordinateur, simulateurs de conduite en conditions normales et incidentelles).

b) 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 des réacteurs à eau légère, en commençant par l'étude des accidents retenus comme situations de dimensionnement pour la conception (Design Basic Accident). Aujourd'hui, tous les types d'accidents concevables sont à considérer : dépressurisations par brèches de toute taille sur le circuit primaire, tout type de transitoire pouvant conduire à un bilan d'eau insuffisant dans le circuit primaire, en supposant également la défaillance des sauvegardes.

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. EDF et CEA, avec le concours également de FRAMATOME, mettent au point en commun (équipe mixte d'une vingtaine d'ingénieurs, implanté au Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble) le code CATHARE. Ce code est maintenant capable de calculer les accidents de perte de réfrigérant primaire en réacteur. Lorsque ce code disposera des moyens informatiques le rendant opérationnel pour tout utilisateur, c'est-à-dire normalement dans un an environ d'ici, il devrait alors rejoindre la panoplie des codes avancés, de deuxième génération, existant dans le monde.

Les trois partenaires français, EDF, FRAMATOME et CEA/IPSN, viennent de décider conjointement la réalisation, au Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble, d'une boucle système (BETHSY). Elle sera opérationnelle en 1986. Cette boucle contribuera évidemment à améliorer la validation du code CATHARE, mais elle a pour objectif très important, 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, que ces procédures reposent sur le déroulement séquentiel des accidents, ou sur la reconnaissances des états thermohydrauliques de refroidissement de la chaudière, comme c'est en particulier le cas pour la procédure  $U_1$ .

Dans la poursuite de ces mêmes objectifs, il convient également de noter l'entreprise EDF visant à réaliser d'ici à quelques années un simulateur d'accident destiné à la formation et à l'entraînement du personnel de conduite, basé sur les modules physiques de CATHARE, capable de représenter en temps réel le déroulement des accidents les plus complexes en réacteur.

2) Le déroulement des phénomènes, à partir du moment où commence la dégradation du combustible, pose le problème de la limitation des conséquences.

a) Le comportement, et même la légradation importante des éléments combustibles en cas d'accident fait l'objet d'un programme de recherche relativement important de par le monde. En France, le réacteur expérimental PHEBUS, dédié à l'étude de ces problèmes, est actuellement opérationnel. C'est ainsi que de premiers essais ont été réalisés dans lesquels sont simulées, sur grappe d'éléments combustibles, à la fois les conditions de dépressurisation du circuit primaire (en une vingtaine de secondes dans le cas de la simulation d'un accident grosse brèche), puis successivement du remplissage et du renoyage ; les températures de gaine et de combustible observées atteignent et dépassent même les valeurs retenues dans les critères ; les gaines se sont rompues et on observe un début d'oxydation significatif de ces gaines.

Lorsque cette phase du programme sera terminée, à la mi-1984, l'installation sera alors adaptée à la réalisation d'un programme d'études de phases sensiblement plus dégradées du combustible, dont le démarrage est prévu à partir de l'automne 1985.

b) Il est bien connu que l'évaluation des rejets radioactifs en cas d'accident repose sur des phénomènes très complexes.

L'ordre de priorité dans lequel sont abordées les différentes catégories de problèmes repose sur la nature des préoccupations vis-à-vis de la sûreté, telles qu'exposées plus haut.

.../...

Un programme d'étude et d'essais est en cours dans les laboratoires de l'IPSN au Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache, destiné à établir les spécifications techniques du système de filtration prévu pour des rejets contrôlés et filtrés dans le cadre de la procédure U<sub>5</sub>. Les résultats montrent qu'un facteur de filtration de 10, et même légèrement supérieur, peut être obtenu à travers une épaisseur de sable de 80 cm, de granulométrie inférieure à 1 mm, traversée en régime permanent, dans le sens descendant, par un mélange de vapeur d'eau (1/3) et d'incondensables (2/3) à 135°C, comprenant des aérosols simulés de µm (AMMD) environ, à la pression atmosphérique, à une vitesse de l'ordre de 10 cm/sec; ce qui correspond à une perte de charge d'environ 500 mm d'eau. Le programme des essais comprend également l'étude de l'influence du colmatage et des transitoires thermiques.

La solution qui sera retenue par EDF, suite à ces résultats, sera ensuite testée dans la boucle PITEAS, comprenant un bidon de un mètre de diamètre pour y placer le sable, équipée des moyens nécessaires à la qualification de la procédure U<sub>5</sub>, avec l'objectif également de connaître les conditions limites d'emploi du système de filtration en fonction des paramètres du déroulement de l'accident.

La boucle PITEAS sera ensuite utilisée pour l'étude des problèmes d'aérosols. Vis-à-vis de ce type de préoccupation dans les enceintes de confinement, le CEA a développé deux types de code de calcul : l'un, dénommé JERICHO, pour l'étude des phénomènes thermodynamiques dans l'enceinte pendant l'accident, compte tenu en particulier de la présence du corium en fusion sur le radier provoquant notamment la formation d'hydrogène et autres incondensables ; l'autre, dénommé AEROSOL, pour l'étude du mouvement des aérosols. Le problème maintenant est d'être en mesure de qualifier l'ensemble de ces deux codes vis-à-vis des conditions de déroulement de l'accident.

On peut également ajouter ici qu'un programme d'étude des rejets radioactifs hors du combustible (taux d'émission et nature physico-chimique des aérosols ainsi formés) pourrait être engagé au moyen de la boucle FLASH expérimentée dans la pile SILOE au CEN-Grenoble.

c) D'autres nombreux phénomènes sont à considérer dans le déroulement des accidents : les conditions (y compris le délai) de traversée de la cuve par le coeur très dégradé, l'effet aggravant de petites explosions vapeur hors cuve et d'hydrogène sur la succession des phénomènes et sur le mouvement du combustible et des substances radioactives, le problème particulier de la ré-insertion d'eau au cours de l'accident (procédure U<sub>3</sub> "sauvegarde enceinte"), la thermodynamique des réactions coeur en fusion sur radier en béton, etc... Il n'y a pas d'études théoriques et expérimentales en France importantes sur ces différents problèmes ; l'approche de sûreté retenue en relative fait la priorité.

d) Cependant une mention spéciale est à faire sur le problème hydrogène.

Sur la base de l'information disponible de par le monde sur les risques de détonation ou de déflagration, locale ou généralisée, à l'intérieur de l'enceinte de confinement, il semble que les effets à craindre ne sont pas de nature cruciale compte tenu des caractéristiques des enceintes des réacteurs 900 MWe et 1200 MWe construits en France. Il en ressort en effet les constatations suivantes :

- étant donné la taille des enceintes, la perte d'intégrité de

celle-ci ne paraît raisonnablement pas possible, tant en partie courante qu'au niveau des traversées ;

- néanmoins, la combustion de l'hydrogène pourrait être un facteur aggravant au cours de l'accident, en risquant de compromettre le déroulement de certaines procédures, en particulier si certains équipements sensibles sont touchés (instrumentation, contrôle-commande, organes d'isolement, ...)

- en conséquence, tous les équipements requis en cas de tels accidents doivent être clairement identifiés, et leur comportement testé dans les conditions auxquelles ils risquent d'être soumis ;

- une instrumentation adaptée doit être développée et testée dans le but de détecter l'apparition de l'hydrogène ;

- des techniques doivent être recherchées et développées dans le but de minimiser les conséquences d'un relâchement d'hydrogène dans l'enceinte.

Pour ces différentes raisons, le programme d'étude suivant est défini :

- EDF et CEA participent au programme américain conduit par EPRI, lequel inclut notamment les vastes installations implantées au Nevada ;

- des calculs concernant le comportement mécanique de l'enceinte (partie courante) sont effectués en fonction de différentes hypothèses de détonation ou de déflagration ;

- le comportement des traversées est analysé, compte tenu en particulier des effets éventuels liés aux températures élevées ;

- quelques travaux de R. et D. sont entrepris sur une instrumentation capable de détecter l'apparition d'hydrogène ;

- un suivi est assuré sur des actions menées ailleurs concernant des dispositifs capables de minimiser les conséquences d'un relâchement de l'hydrogène.

#### IV - CONCLUSION GENERALE

L'approche en matière de doctrine de sûreté en France concernant les accidents sévères sur les réacteurs de puissance à eau légère est maintenant clairement établie. Elle vise en particulier à réunir les éléments nécessaires à la maîtrise la meilleure des accidents les plus graves supposés pouvoir survenir.

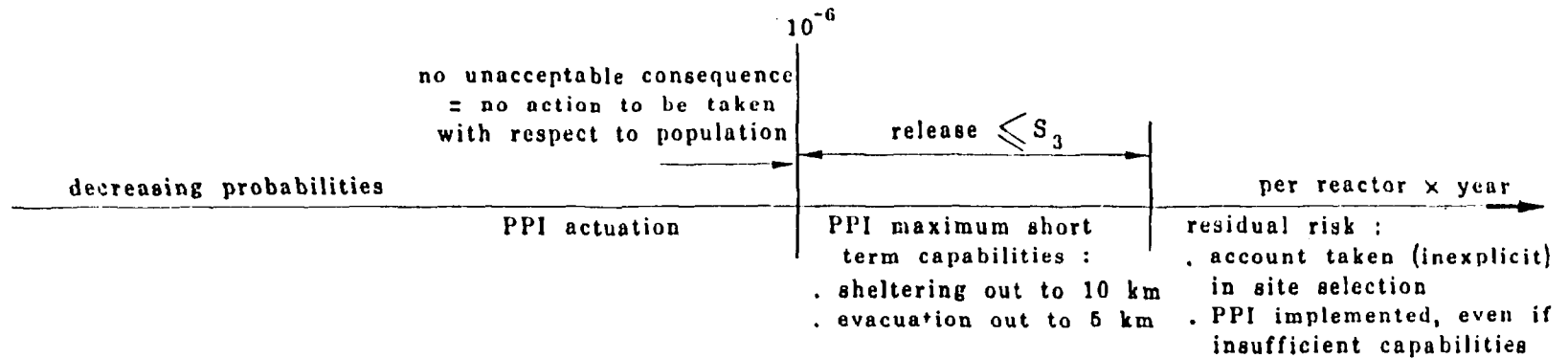
Les dispositions complémentaires particulières sur l'installation qui en découlent sont en cours de définition et, pour certaines, en cours de mise en place par EDF sur tous ses réacteurs. Il s'est avéré en particulier possible de définir des dispositions d'ampleur modeste compatibles avec la sécurité des populations et l'environnement, y compris compte tenu d'une possibilité de mise en oeuvre sûre des plans de secours.

Les programmes de R. et D. se sont précisés en fonction des priorités résultant de cette approche.

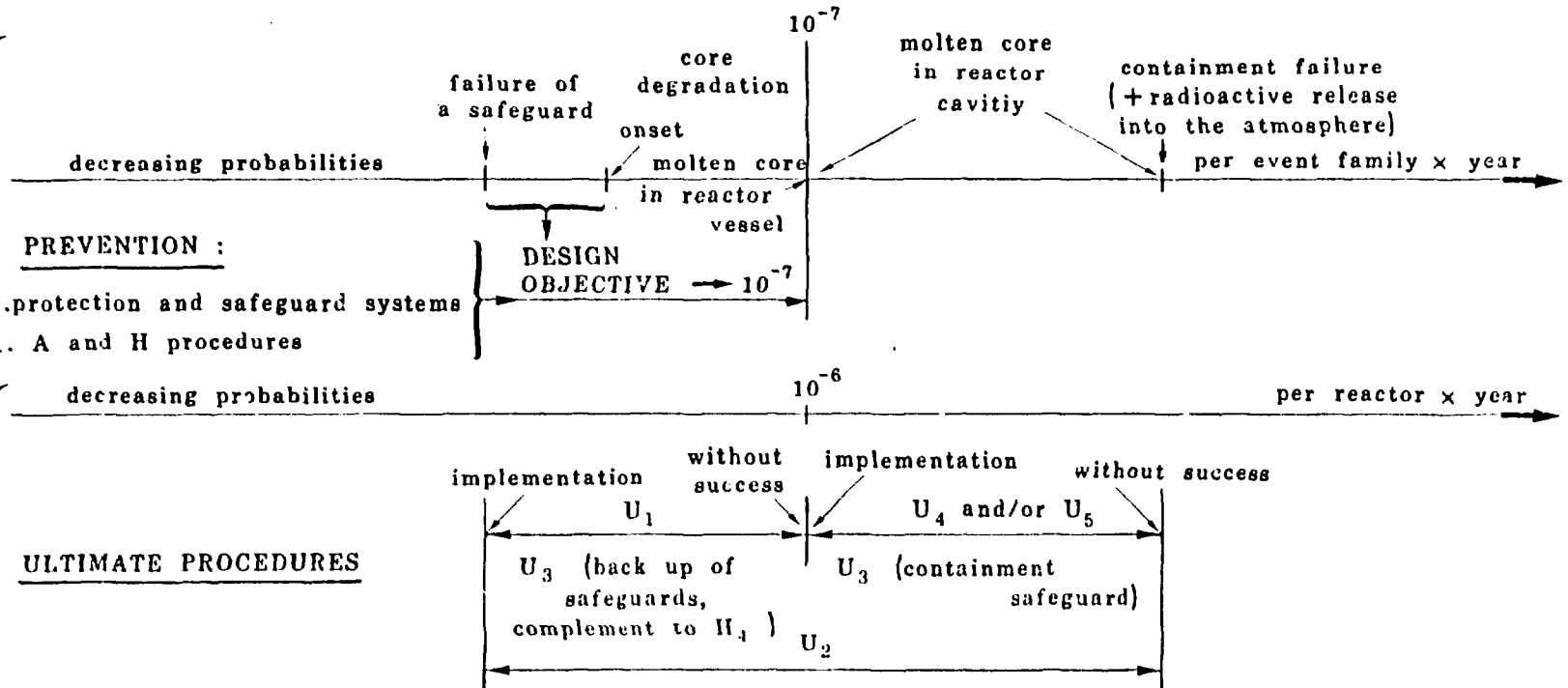
On peut ajouter que les différentes tâches suscitées par l'ensemble de ces problèmes apparaissent également compatibles avec d'autres types de préoccupations, comme notamment l'évaluation générale du risque occasionné par la présence de ces réacteurs, avec comme retombée potentielle attendue d'être en mesure d'analyser la cohérence entre toutes les dispositions de sûreté mises en place, tant dans le domaine du dimensionnement que dans celui du hors-dimensionnement.

# PRESSURIZED WATER REACTORS - SAFETY GOALS

**SAFETY GOALS  
REGARDING  
POPULATION**



**SAFETY GOALS  
REGARDING  
PLANT DESIGN**





## DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire	STAS
DSE	SASC
DDS	SAM
IPSN	SPI
IPSN : M. SCHMITT	BEP
IPSN : M. CANDES	DERS Cadarache
DRSN : M. BUSSAC	SES Cadarache
DRSN : M. PELCE	SERE Cadarache
DAS	SIES Cadarache
SRDE	SESRU Cadarache
BDSN	SRSC Valduc
LEFH	SEAREL
BAIN	DPS/FaR
GCSR	DPT/FaR
SASR	UDIN/VALRHO
SACP	DEDR Saclay
SAEP	DRNR Cadarache
SGNR	DRE Cadarache
SAREP	DER Cadarache
SASICC	DEMT Saclay
SASLU	DMECN/DIR Cadarache
SASLU/VALRHO	DMECN Saclay
SEC	DTCE Grenoble
SAET	DSMN/FAR
SAED/FAR	Service Documentation Saclay :
Monsieur le Président du G.P.u.	Mme COTTON (3 ex.)
Monsieur le Président du G.P.d. : M. GUILLAUMONT	

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. LAJUS  
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. LAVERIE (+ 3 ex.)  
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR  
 Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : M. FRIGOLA  
 Conseil Général des Mines : M. MEO  
 FRAMATOME : M. le Directeur Général  
 NOVATOME : M. le Directeur Général  
 TECHNICATOME : M. le Directeur Général  
 TECHNICATOME : Service Documentation  
 EDF / L'inspecteur général de sûreté et de sécurité nucléaire : M. TANGUY  
 EDF / Etudes et Recherches (CHATOUJ - CLAMART)  
 EDF / SEPTEN (2 ex.)  
 EDF / SPT  
 M. BREEST - Bundes Ministerium UMWELT und NATURSCHUTZ  
 und REAKTORSICHERHEIT - BONN (RFA)  
 M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)  
 M. BIRKHOFFER - Technische Universität München - GARCHING (RFA)  
 M. HOHLEFELDER - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)  
 M. LEVEN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)  
 M. HAUBER - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)  
 M. MINOGUE - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)  
 M. GITTUS - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)  
 M. HANNAFORD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)  
 M. GONZALES - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)  
 M. PERELLO - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)  
 M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)  
 M. CARLBOM - Department of Safety and Technical Services - NYKOPING (SUEDE)  
 M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria  
 ROMA (ITALIE)  
 M. INABA - MITI (JAPON)  
 M. ISHIZUKA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)  
 M. TAMURA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)  
 M. FUKETA - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)  
COPIE (SANS P.J.)  
 M. CHAVARDES (Attaché près de l'Ambassade de France aux Etats-Unis)  
 M. FELTEN (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)  
 M. WUSTNER (Attaché près de l'Ambassade de France en RFA)