

~~FR 86-3363~~
FR 87 00666

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE
INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE
DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



CEA-CONF--8668

CEA-DAS--262

R1

L'AMELIORATION DU NIVEAU DE SURETE
DES INSTALLATIONS PAR LA GENERALISATION
DES PROCEDURES

Y. CORNILLE*, B. DUPRAZ**, N. SCHEKTMAN***

IAEA Seminar on operating procedures for abnormal
conditions in nuclear power plants

Muenchen (Germany, FR)

23-27 Jun 1986

INTRODUCTION

Durant la dernière décennie, l'amélioration du niveau de sûreté des tranches à eau sous pression du parc électronucléaire Français a été notamment recherchée par une meilleure maîtrise des situations accidentelles plausibles. Cette recherche a conduit à la définition de procédures relatives à un ensemble de situations complémentaires n'apparaissant pas dans la liste des conditions de fonctionnement conventionnelles utilisées pour le dimensionnement, à l'extension des procédures de conduite à tous les états du réacteur, à la définition du principe de procédures permettant un certain contrôle du confinement en cas d'accident sévère.

Après avoir rappelé les objectifs de sûreté qui ont motivé ces développements et les mesures concrètes auxquelles ils ont abouti, nous examinons la méthodologie de l'analyse des procédures par les autorités de sûreté et présentons les actions communes de recherche et développement qui sont en cours pour répondre aux besoins des concepteurs et des analystes dans ce domaine.

I - OBJECTIFS DE SURETE ET CHAMP D'APPLICATION DES PROCEDURES

Le champ d'application des procédures accidentelles des tranches françaises à eau sous pression qui correspondait initialement aux accidents "conventionnels" de dimensionnement a été progressivement étendu d'une part à un domaine correspondant aux accidents initialement non pris en compte, issu des approches probabilistes, et d'autre part au domaine de la limitation des conséquences d'accidents graves ; ces trois aspects sont successivement abordés ci-dessous.

1.1 - Les bases déterministes de dimensionnement

Le programme électronucléaire français repose largement sur la conception, la réalisation et l'exploitation de paliers de tranches standardisées. C'est ainsi qu'après les deux tranches de Fessenheim et les quatre tranches du Bugey ont été engagés le palier des tranches de 900 MWe (28 tranches), puis celui des tranches de

1300 MWe (20 tranches) et enfin le palier des tranches de 1400 MWe, actuellement engagées.

Pour chacun de ces paliers, la conception des tranches repose sur l'étude déterministe des conséquences, notamment radiologiques, d'un nombre limité de conditions de fonctionnement conventionnelles ; ces études doivent dégager des marges de sécurité suffisantes (par exemple utilisation du critère dit "de défaillance unique"). Ces conditions de fonctionnement sont réparties, selon l'ordre de grandeur de leur fréquence estimée, en quatre catégories ; leurs conséquences radiologiques doivent, dans chaque catégorie, être majorantes de celles des autres conditions de fonctionnement. A l'étude de ces conditions de fonctionnement internes s'ajoute celle des événements d'origine externe.

Pour les conditions de fonctionnement de 1ère catégorie (fonctionnement normal) et de 2ème catégorie (incidents de fréquence moyenne), la réglementation française prévoit, pour chaque site, des autorisations de rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux qui fixent les activités spécifiques ou globales maximales autorisées. Pour les conditions de fonctionnement accidentelles (3ème et 4ème catégories), la réglementation ne fixe pas de limites aux équivalents de doses susceptibles d'être reçues par le public ; cependant l'exploitant, Electricité de France, se fixe les limites suivantes, qui ont été acceptées dans le cadre des procédures réglementaires.

CATEGORIE	FREQUENCE ESTIMEE (par an et par réacteur)	CONSEQUENCES RADIOLOGIQUES MAXIMALES
1		Limitées par les autorisations de rejets
2	$< 10^{-2}$	
3	$10^{-4} - 10^{-2}$	0.5 rem (organisme entier) 1.5 rem (thyroïde)
4	$10^{-6} - 10^{-4}$	15 rems (organisme entier) 45 rems (thyroïde)

On trouvera en annexe 1, la liste des conditions de fonctionnement conventionnelles retenue par Electricité de France pour le palier des tranches de 1400 MWe (palier N4) et acceptée par le ministère chargé de l'industrie.

Cette liste tient compte au maximum de l'expérience française et internationale d'exploitation des réacteurs à eau sous pression. Ainsi, elle a été modifiée en ce qui concerne les accidents de rupture de tubes de générateur de vapeur : pour le palier N4, la rupture d'un tube, précédemment classée en 4ème catégorie, a été classée en 3ème catégorie, et a été introduite en 4ème catégorie la rupture de deux tubes de générateur de vapeur.

S'agissant des procédures accidentelles, jusqu'à la fin des années 1970, elles traitaient, de façon événementielle, essentiellement ces situations conventionnelles ; en particulier :

- les accidents de brèches primaires : procédures A1,
- les accidents de brèches secondaires : procédures A2,
- la rupture d'un tube de générateur de vapeur : procédure A3.

I.2 - L'approche probabiliste et sa mise en application

En 1977, et en complément aux bases déterministes de dimensionnement citées ci-dessus, le ministère chargé de l'industrie a, à l'occasion de l'examen des grandes options techniques des tranches de 1300 MWe, fixé des objectifs probabilistes, selon les grandes lignes suivantes (Réf 1).

1) D'une façon générale, le dimensionnement d'une tranche 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.

Cet objectif est fixé en termes de "conséquences inacceptables", qui doivent être définies en termes politiques en tenant compte éventuellement des effets liés aux sites et des possibilités de mesures de protection des populations.

2) Le choix d'un objectif probabiliste global ne signifie pas que l'exploitant doit démontrer a priori que l'objectif est atteint, par l'utilisation de méthodes probabilistes pour la conception des tranches, mais ces méthodes utilisées a posteriori peuvent justifier et améliorer la démarche déterministe ; en particulier, cette analyse limitée à certaines familles d'événements peut justifier et améliorer la définition et le classement des situations déterministes.

3) Lorsqu'une approche probabiliste est utilisée pour apprécier si une famille d'événements doit être prise en compte pour le dimensionnement d'une tranche, le critère retenu pour exclure cette famille du dimensionnement est que la probabilité qu'elle puisse conduire à des

conséquences inacceptables ne dépasse pas, en ordre de grandeur, 10^{-7} par an & réacteur.

Cet objectif de 10^{-7} par famille d'évènements, ne doit cependant pas être considéré comme une valeur au-dessus de laquelle des dispositions de conception doivent impérativement être prises ; cette question doit être examinée cas par cas, en tenant compte notamment de la balance coût/bénéfice attendu pour la sûreté.

Mise en application de l'approche probabiliste

Cette approche probabiliste a montré, par rapport à la conception initiale, la nécessité de mesures complémentaires, pour obtenir un niveau de sûreté satisfaisant à l'égard de certaines situations qui n'apparaissent pas dans la liste des conditions de fonctionnement conventionnelles.

Ces mesures complémentaires consistent en des procédures utilisant les systèmes existants de par la conception déterministe des installations ainsi que des dispositions complémentaires.

La mise en place de ces procédures et dispositions a été engagée sur l'ensemble des tranches, a posteriori pour les plus anciennes ou dès la conception pour les plus récentes.

Ainsi, pour le palier N4, pour lequel cette démarche a été prise en compte dès sa conception, Electricité de France s'est engagé à montrer que, pour les conditions de fonctionnement suivantes, des dispositions seront prises pour que leurs conséquences ne dépassent pas celles des conditions de fonctionnement conventionnelles de 4^{ème} catégorie, étant entendu que cette démonstration pourra être basée sur une approche probabiliste, ne pas prendre en compte de défaillances supplémentaires, et utiliser des hypothèses et calculs réalistes :

- défaillance du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur lors des conditions de fonctionnement de première et de seconde catégories où il est utilisé,

- défaillance du système d'arrêt d'urgence lors des conditions de fonctionnement de première et de seconde catégories nécessitant l'intervention de ce système,
- défaillance totale des alimentations électriques,
- défaillance totale de la "source froide" terminale ou des systèmes assurant le transfert de la chaleur vers celle-ci,
- défaillance totale, à terme, des moyens de pompage du système d'injection de sécurité à basse pression dans les cas où celui-ci est requis.
- défaillance totale, à terme, des moyens de pompage ou d'échange de chaleur du système d'aspersion de l'enceinte de confinement, dans les cas où ce système est requis.

Cette liste et l'approche proposée par Electricité de France ont été acceptées dans leur principe par le ministère chargé de l'industrie qui a demandé par ailleurs que soient poursuivies les études relatives aux conditions de fonctionnement suivantes :

- ruptures concomitantes d'une tuyauterie de vapeur et d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur,
- défaillance totale du système d'injection de sécurité à moyenne pression dans les cas où celui-ci est requis.

Pour ces deux dernières situations, Electricité de France a proposé de démontrer que les dispositions de conduite pouvant être prises dans le cadre des procédures par états permettraient de maintenir leurs conséquences en deçà de la limite admise en 4ème catégorie.

Les conditions de fonctionnement ci-dessus sont désignées comme conditions de fonctionnement complémentaires. L'ensemble des conditions de fonctionnement de dimensionnement et complémentaires est désigné comme l'ensemble des conditions de fonctionnement

considérées comme plausibles ; celles-ci ne doivent pas conduire à un risque inacceptable ; à cet égard, la fusion du coeur provoquée par chacune des familles complémentaires doit donc avoir une probabilité inférieure à 10^{-7} par an & réacteur.

Pour l'ensemble des tranches existantes, aux conditions de fonctionnement complémentaires correspond, de façon directe ou indirecte, un ensemble de procédures complétant les procédures A initiales adaptées aux accidents de dimensionnement :

H1 : perte totale de la source froide

H2 : perte totale de l'eau alimentaire des générateurs de vapeur

H3 : perte totale des alimentations électriques externes et internes

H4 : secours mutuel à long terme des systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte

U3 : secours de ces mêmes systèmes par des moyens mobiles

SPI-U1-SPU : ATWS, ruptures cumulées d'une tuyauterie vapeur et de tubes de générateur de vapeur, perte totale du système d'injection moyenne pression.

Enfin, ces approches probabilistes partielles de certaines familles d'événements ont été à la base de la réalisation de deux évaluations probabilistes globales de la sûreté des tranches ; une évaluation conduite par l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire du Commissariat à l'Energie Atomique concerne les tranches de 900 MWe ; elle a commencé en 1983 et devrait s'achever en 1987 ; une seconde conduite par Electricité de France concerne les tranches de 1300 MWe ; elle a commencé en 1985 et devrait s'achever en 1988. Ces évaluations contribuent et contribueront à apporter des modifications aux procédures actuelles.

I.3 - Réflexions liées à la préparation des plans d'urgence

Les actions ci-dessus, qui ont abouti à la prise en compte de conditions complémentaires de fonctionnement et à la mise en place des procédures et dispositions correspondantes, visent à la prévention des conséquences inacceptables (en pratique la fusion du coeur). En complément à ces actions ont été conduites, dans le cadre de la préparation des plans d'urgence, des réflexions sur les moyens et procédures permettant de réduire les conséquences radiologiques d'accidents sévères. Ces réflexions, fondées sur les différents modes de ruine de l'enceinte de confinement distingués dans le WASH 1400, ont conduit à la définition, pour les trois principaux modes, de principes de procédures permettant de réduire notablement les rejets hors de l'enceinte de confinement :

- mode β (fuite de l'enceinte de confinement) : procédure U₂
- mode ϵ (perçement du radier) : procédure U₄ (pour les enceintes dont le perçement du radier conduit à une communication avec l'atmosphère)
- mode δ (rupture de l'enceinte par surpression) : procédure U₅ : écrêtement de la pression, voire décompression, de l'enceinte, par filtration à travers un bac à sable

II - L'ANALYSE DES PROCEDURES DE CONDUITE PAR LES AUTORITES DE SURETE

II.1 - Les méthodes

Schématiquement, les règles de transmission aux autorités de sûreté et d'analyse par ces dernières des procédures de conduite sont les suivantes.

D'une part, en ce qui concerne l'organisation générale des procédures, leurs règles d'établissement, de gestion et de modifications font l'objet d'un chapitre des "règles générales d'exploitation" et sont donc soumises à l'accord du ministre chargé

de l'industrie lors de l'instruction de l'autorisation de démarrage de chaque tranche nucléaire.

D'autre part, en ce qui concerne le contenu des procédures, deux cas doivent être distingués :

- les procédures de conduite normale et en cas d'incident mineur ; de façon à tirer parti de la standardisation, chaque centrale rédige, compte tenu de l'état réel de ses installations, sa procédure sur la base d'un document national dit "de référence" ; ce document de référence est transmis aux autorités de sûreté : celles-ci font part de leurs observations éventuelles mais ne donnent pas d'accord formel ;

- Les procédures de conduite en cas d'incident sérieux ou d'accident ; dans ce cas deux documents sont élaborés :

. la règle de conduite comportant le logigramme de conduite et un texte explicatif ; cette règle constitue la mémoire des options techniques et un document de base pour la formation ; cette règle est transmise systématiquement aux autorités de sûreté pour accord sur les principes retenus : à cet effet les logigrammes de ces règles sont rassemblés dans l'un des chapitres des "règles générales d'exploitation".

. la consigne de conduite, qui est un document opératoire en salle de commande ; cette consigne est transmise, pour information, aux autorités de sûreté.

Méthodes d'analyse

Pour l'ensemble des procédures, les analyses, sur le fond et sur la forme, sont effectuées par l'institut de protection et de sûreté nucléaire sur la base des études de séquences accidentelles

effectuées par le concepteur ou par l'institut de protection et de sûreté nucléaire lui-même, à l'aide des codes utilisés par le concepteur ou à l'aide de codes différents ; ces études permettent notamment d'évaluer l'efficacité des procédures en fonction des délais d'intervention des opérateurs. Elles sont complétées, chaque fois que cela est possible, par des essais de validation effectués sur un simulateur représentatif. D'une part, un observateur de l'institut de protection et de sûreté nucléaire participe aux différentes campagnes de validation menées par l'exploitant, d'autre part, un simulateur propre (simulateur SALAMANDRE) est utilisé.

De plus, pour ce qui concerne les procédures correspondant à la plupart des conditions de fonctionnement complémentaires (procédures dites H - cf le paragraphe 1) le jugement, une fois leur principe posé, est porté sur la base d'études probabilistes des familles d'événements concernés.

II.2 - Les principales voies de réflexion et d'action des dernières années

Les principales voies ont été, outre des travaux ponctuels portant sur telle ou telle procédures, les suivantes.

II.2.1 - La couverture par les procédures de tous les états du réacteur

En règle générale, les procédures initiales, incidentelles ou accidentelles, couvraient surtout les états de puissance du réacteur ou les états d'arrêt à chaud. L'approfondissement des connaissances et le retour d'expérience ont montré qu'il convenait du point de vue de la sûreté d'accorder une grande attention également aux divers états d'arrêt du réacteur ; en effet ces états, s'il se présentent favorablement à certains égards, notamment en ce qui concerne la puissance résiduelle, se présentent défavorablement à d'autres égards, notamment en ce qui concerne la disponibilité des matériels.

Electricité de France, en particulier à la demande des autorités de sûreté, a donc progressivement étendu le domaine d'application des procédures en ce qui concerne leurs conditions initiales d'application (par ailleurs une extension analogue a été effectuée pour ce qui concerne les spécifications techniques). Ces extensions ont notamment concerné les incidents et accidents de pertes de sources électriques ou de fluides auxiliaires et se poursuivent actuellement pour ce qui concerne certaines autres procédures accidentelles.

II.2.2 - Le renforcement de la cohérence entre le rôle et le contenu des procédures, et les exigences de conception et d'exploitation des matériels

La fiabilité des procédures repose notamment sur la disponibilité au moment voulu des matériels qu'elles appellent.

Il importe donc que règne une très grande cohérence entre les procédures de conduite accidentelle et les exigences de conception (classement "sûreté", règles de dimensionnement, qualification, ...) et d'exploitation (essais périodiques, règles d'indisponibilité,...) des matériels. Electricité de France, à la demande des autorités de sûreté a engagé un réexamen et une clarification des différentes règles utilisées, afin de renforcer la cohérence précitée.

II.2.3 - La mise en place de procédures permettant de faire face aux conditions de fonctionnement complémentaires

Ces procédures correspondent aux familles d'événements pour lesquelles est effectuée une étude probabiliste (procédures H1 - H2 - H3 - H4, cf paragraphe 1). Ce type d'étude qui introduit dans le modèle probabiliste les probabilités d'échec ou de réussite de la procédure, vise à couvrir l'ensemble des initiateurs et des états du réacteur. Elles permettent de vérifier si les principes retenus sont susceptibles de réduire le risque sur l'ensemble des séquences dominantes et éventuellement de cerner les domaines où des améliorations

complémentaires doivent être recherchées. Elles permettent également d'identifier sur la base des hypothèses retenues l'importance relative des matériels pour la sûreté.

Ces hypothèses qui sont déterminantes sont établies en étroite collaboration avec Electricité de France pour ce qui concerne les données de fiabilité des matériels et sur la base d'essais sur simulateur pour ce qui concerne les délais d'intervention des opérateurs.

Ces études sont en voie d'achèvement, pour les tranches de 900 et de 1300 MWe, en ce qui concerne les procédures H1, H2 et H4 ; elles le sont déjà en ce qui concerne la procédure H3 (perte totale des alimentations électriques).

Cette procédure H3 est décrite de façon détaillée dans un autre mémoire. Précisons simplement, à titre d'exemple, pour les tranches de 1300 MWe, le gain apporté par cette procédure.

La probabilité d'accident grave est évaluée pour cette famille, en l'absence de la procédure, à environ $4,75 \cdot 10^{-6}$ /an-réacteur. La procédure H3 permet de ramener ce risque à environ $7,2 \cdot 10^{-6}$ /an-réacteur (soit l'objectif fixé).

Ce gain, globalement de l'ordre de 65, se répartit de la façon suivante :

État à chaud : gain de 70

État à froid : gain de 60

perte des sources : gain de 50

pertes des tableaux : gain de 115

L'ensemble de ces études conduit actuellement à préciser les règles d'exploitation (essais périodiques, règles d'indisponibilité ...) des matériels concernés, et notamment des matériels spécifiques associés à la procédure H3 (turbo-alternateur LLS notamment), qui sont mis en place à la construction sur les tranches de 1300 MWe. .../...

Un gain du même ordre de grandeur (85) a été évalué pour les tranches de 900 MWe. Il permet d'atteindre l'objectif fixé en ramenant le risque à une valeur de $1,3 \cdot 10^{-7}$ /an . réacteur. La mise en place des matériels est en cours sur l'ensemble de ces tranches.

II.2.4 - La mise en place de procédures par états

En 1979, sur la base des enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island 2 et des propositions faites par Electricité de France, les autorités de sûreté ont demandé à l'exploitant d'élaborer, pour faire face à des situations dégradées où les procédures événementielles perdent de leur efficacité, des procédures basées sur les états physiques de la chaudière et la disponibilité des systèmes utilisés. Les développements de cette approche ont déjà abouti à la mise en place sur les tranches en exploitation des procédures SPI-SPU-U1, qui sont présentés de façon détaillée dans un autre mémoire et doivent, dans une étape ultérieure, conduire à un ensemble de procédures par états permettant un traitement exhaustif et optimisé des situations accidentelles et dont la mise en application est prévue sur le palier N4.

II.2.5 - La mise en place de procédures permettant de réduire les conséquences d'accidents sévères

Les principes des procédures destinées à gérer les accidents sévères (U2-U4-U5, cf le paragraphe 1) ont été posés et les moyens complémentaires correspondants sont au stade de la définition technique, en particulier en ce qui concerne la procédure U5.

Procédure U5

Les incertitudes sur les scénarios d'accidents sévères envisageables et sur les phénomènes physiques impliqués ont conduit à considérer des accidents où l'étanchéité de la partie hors sol de l'enceinte de confinement serait menacée, soit par une surpression interne élevée (mode 7) soit par des fuites (possibilité de substituer partiellement des rejets filtrés à des fuites non contrôlées en cas d'échec des procédures U2 et U4). La procédure

.../...

ultime US vise à limiter la montée en pression dans l'enceinte, voire à décompresser l'enceinte, en effectuant des rejets contrôlés et filtrés. Cette procédure consiste à cet effet à installer sur les centrales REP un système comprenant un caisson de filtration étanche isolé par des vannes, contenant un matériau filtrant granulaire. Une efficacité de filtration de l'ordre d'un facteur 10 est attendu de ce système, dont les études de définition viennent de s'achever (cf le paragraphe 3) et dont la mise en place commencera prochainement.

III - COLLABORATION DANS LA RECHERCHE ET DEVELOPPEMENT

Les besoins liés à la conception et au développement des procédures ont conduit à des actions communes de recherche et développement entre Electricité de France et l'Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire.

Cette collaboration permet, sans entamer l'indépendance de jugement des autorités de sûreté vis-à-vis des mesures proposées par Electricité de France, de parvenir à un accord sur les données physiques et les outils nécessaires pour la justification du respect des critères ou des objectifs de sûreté.

Elle concerne les trois domaines principaux présentés ci-après.

III.1 - Le développement d'un code physique CATHARE

Ce code dont une première version est opérationnelle permet une description réaliste de la physique et de la cinétique des accidents. Cette connaissance est essentielle pour définir les critères d'action prévus dans les procédures et notamment dans les procédures par états en cours de développement. En effet, dans ce type d'approche les actions de conduite sont définies à tout moment sur la base de l'évolution réelle de la chaudière au cours de l'accident et non pas sur la base d'une évolution supposée résultant d'un événement initiateur. Il est donc nécessaire d'établir les corrélations existant entre les paramètres physiques accessibles par la mesure et les états de la chaudière pour pouvoir définir les

les critères d'action correspondants. Parallèlement, sur la base du code CATHARE, le développement du logiciel SIPA destiné à un simulateur d'études est en cours.

III.2 - La construction et l'exploitation de la boucle système BETHSY

Les principaux objectifs assignés au programme BETHSY sont :

- la validation des hypothèses physiques utilisées pour la définition des procédures de conduite qu'il s'agissent des procédures par événement actuelles ou des futures procédures par états

- la validation globale du code CATHARE

La représentation des différents circuits et systèmes du réacteur permettra d'obtenir des conditions initiales et une évolution physique représentative du réacteur.

Les actions de l'opérateur seront mises en oeuvre automatiquement à partir des critères prévus dans les procédures et compte tenu des délais d'intervention qui sont ajustables. Ce choix permet de s'affranchir des biais qu'un interface et un personnel d'exploitation différent entraînerait dans la mise en oeuvre des actions.

En plus des objectifs ci-dessus, cette boucle devrait fournir des éléments d'appréciation sur la conduite post-accidentelle du réacteur.

III.3 - La définition et la réalisation du programme PITEAS

Ce programme de recherche avait pour objectif d'examiner la faisabilité du dispositif rustique de filtration des rejets résultants de l'éventage de l'enceinte prévu par la procédure U5. Il comportait les phases suivantes :

- une phase d'essais de laboratoire destinée à caractériser les matériaux de filtration envisagés dans des conditions représentatives du scénario d'accident défini par l'IPSN et adopté comme référence,

- une phase d'essais sur boucle à échelle représentative destinée à caractériser le comportement thermique du filtre notamment vis-à-vis des problèmes d'engorgement par condensation et à confirmer que l'efficacité de filtration visée était atteinte quelles que soient les conditions de l'accident susceptible de survenir.

Ce programme qui vient de s'achever permet de garantir une efficacité de filtration de 10 pour les aérosols.

Les résultats obtenus sont utilisés par Electricité de France pour la conception du dispositif de filtration qui sera installé sur toutes les tranches REP.

III.4 - Gestion des accidents graves

Un groupe de réflexion EDF-IPSN a été constitué pour examiner les problèmes physiques posés par l'utilisation des moyens qui resteraient disponibles en cas de fusion du coeur afin de préciser les situations résultantes : la connaissance de ces situations est en effet nécessaire pour définir la stratégie d'utilisation optimale de ces systèmes.

CONCLUSION

L'extension des procédures de conduite à un spectre de situations accidentelles le plus large possible qui est en cours sur les tranches équipées de réacteur à eau sous pression doit permettre une amélioration du niveau de sûreté des installations. Cette amélioration a été quantifiée pour certaines situations faisant ressortir une réduction notable du risque de fusion du cœur qui pourrait en résulter.

Ces procédures sont prises en compte, dès la conception pour les tranches nouvelles et sont en cours de mise en place pour les tranches déjà construites. Les autorités de sûreté accordent une attention particulière à la cohérence qu'il faut assurer pour rendre cette ligne de défense efficace, entre le rôle et le contenu des procédures et les exigences de conception et d'exploitation des matériels.

Un nouveau progrès est attendu de la définition et de la mise en place des procédures dites "par états" qui permettront un traitement optimisé des situations résultant de défaillances multiples, actuellement traitées dans les procédures SPI-SPU-U1.

Enfin, la gestion des accidents sévères, notamment ceux résultant de la fusion du cœur, reste une préoccupation majeure des autorités de sûreté.

Réf 1 : UTILISATION DE METHODES PROBABILISTES POUR L'EVALUATION DE LA SURETE DES REACTEURS A EAU PRESSURISEE CONSTRUITS EN FRANCE

Quéniart Daniel, Brisbois Jacques, Lanore Jeanne-Marie.
COLLOQUE INTERNATIONAL SUR L'APPLICATION DES CODES ET DES GUIDES DE SURETE (DOCUMENTS NUSS) COMPTE TENU DES PROBLEMES DE SURETE ACTUELS - Vienne - 29 octobre - 2 novembre 1984

A N N E X E 1

LISTE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT CONVENTIONNELLES

RETENUE PAR ELECTRICITE DE FRANCE

La liste des conditions de fonctionnement suivante, dont Electricité de France a proposé d'expliciter l'analyse dans ses rapports de sûreté et qu'il a proposé d'étudier avec des hypothèses pénalisantes et avec des règles de calcul et des critères déterministes conventionnels, tels que celui explicité dans la règle fondamentale de sûreté relative à l'utilisation du critère de défaillance unique, est, dans son principe et sous réserve que les études de fiabilité des systèmes entreprises par cet établissement en confortent le bien fondé, acceptable.

- Conditions de fonctionnement normales dans les limites des spécifications techniques et précisées dans les règles générales d'exploitation (conditions de fonctionnement de première catégorie);

- Incidents de fréquence moyenne dont les conséquences doivent demeurer extrêmement limitées (conditions de fonctionnement de deuxième catégorie) :

- . retrait incontrôlé de grappes de contrôle, réacteur sous-critique,
- . retrait incontrôlé de grappes de contrôle, réacteur en puissance,
- . mauvais positionnement, chute d'une grappe ou d'un groupe de grappes,
- . dilution incontrôlée d'acide borique,
- . perte partielle de débit primaire,
- . démarrage d'une boucle inactive,
- . perte totale de charge - déclenchement turbine,
- . perte de l'eau alimentaire normale,
- . mauvais fonctionnement de l'eau alimentaire normale,
- . perte des alimentations électriques externes,

- . augmentation excessive de la charge,
- . dépressurisation momentanée du circuit primaire par ouverture d'une ligne de décharge du pressuriseur,
- . ouverture intempestive d'une soupape du secondaire,
- . démarrage intempestif de la borication automatique,

- Accidents peu fréquents dont les conséquences doivent demeurer suffisamment limitées (conditions de fonctionnement de troisième catégorie) :

- . perte de réfrigérant primaire (petites brèches),
- . dépressurisation de longue durée du circuit primaire par ouverture d'une ligne de décharge du pressuriseur,
- . petite brèche du circuit secondaire,
- . perte totale du débit primaire,
- . mauvais positionnement d'un assemblage combustible dans le réacteur,
- . retrait d'une grappe de contrôle à pleine puissance,
- . rupture du réservoir du circuit de contrôle chimique et volumétrique,
- . rupture du réservoir de stockage du circuit de traitement des effluents gazeux,
- . rupture complète d'un tube de générateur de vapeur,

- Accidents graves et hypothétiques dont les conséquences doivent demeurer acceptables (conditions de fonctionnement de quatrième catégorie) :

- . accident de manutention de combustible,
- . brèche importante du circuit secondaire (eau ou vapeur),
- . rotor bloqué d'une motopompe primaire,
- . éjection d'une grappe de réglage,
- . perte de réfrigérant primaire (rupture importante),
- . rupture complète de deux tubes de générateur de vapeur.

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)