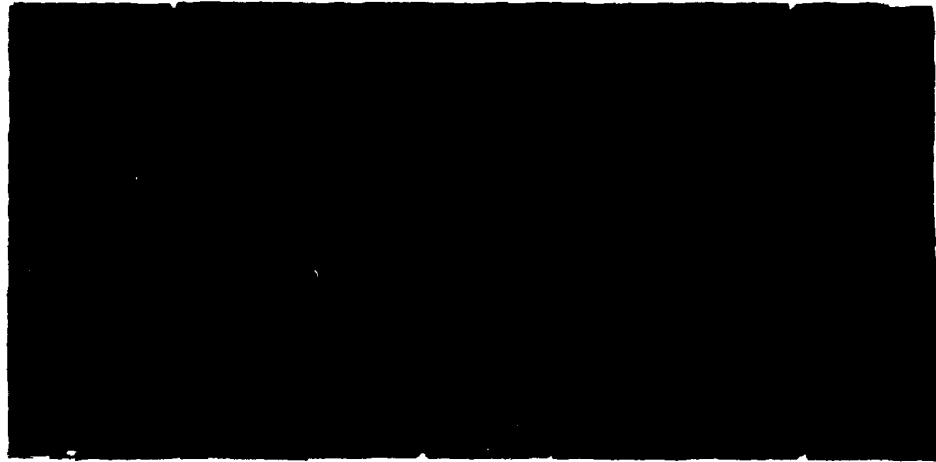


COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



CEA-DAS--209

R1

OBLIGATIONS ET CARACTERISTIQUES APPLICABLES
AUX TRANCHES DU PALIER 1400 MWe FRANCAIS
Adaptation aux tranches des paliers 900 & 1300 Mwe

M. CONTE*

9. International conference on modern power stations

Liege (Belgium)

7-11 Oct 1985

CEA-CONF--8587

*IPSN/DAS/SASR/SASCEL

OBLIGATIONS ET CARACTERISTIQUES APPLICABLES
AUX TRANCHES DU PALIER 1400 MWe FRANCAIS

Adaptation aux tranches des paliers 900 et 1300 MWe

Journées Internationales d'études des centrales électriques modernes
7 au 11 Octobre 1985 - LIEGE (BELGIQUE)

Mme M. CONTE
IPSN/DAS/SASR/SASCEL

LIMINAIRE

Le programme électronucléaire lancé vers 1970 avait pour objectif de permettre à la France d'acquérir une indépendance énergétique suffisante pour répondre à moyen et long terme aux besoins de son économie.

Les premiers réacteurs à eau pressurisée de 900 MWe, construits sous licence américaine Westinghouse, ont été suivis par 2 paliers standardisés ou série de réacteurs de même puissance :

- palier type CP1 : 18 réacteurs,
- palier type CP2 : 10 réacteurs,

et le lancement d'un programme d'étude et de réalisation de réacteurs standardisés de 1300 MWe :

- palier type P4 : 8 réacteurs,
- palier type P'4 : 10 réacteurs.

L'expérience tirée de la mise en oeuvre de ce parc électronucléaire, complétée par celle tirée du fonctionnement des installations étrangères et les résultats des études et expériences entreprises dans le cadre de la recherche et du développement, a permis une francisation progressive de la filière à eau pressurisée, tant du point de vue technique et technologique, que du point de vue de la doctrine de sûreté. En 1983, la nouvelle série de réacteurs engagés en France (palier type N4 de puissance 1400 MWe) est de conception totalement française et satisfait à des normes réglementaires ou para-réglementaires françaises.

LES PRINCIPES FONDAMENTAUX DE SURETE

L'amélioration des connaissances théoriques et techniques et l'expérience tirée du fonctionnement des installations, y compris l'analyse des accidents et incidents survenus sur les réacteurs à eau sous pression, n'ont jamais remis en cause les principes fondamentaux de la sûreté et, en particulier :

.../...

- o la défense en profondeur qui, basée sur une approche déterministe, prévoit plusieurs niveaux de défense successifs, et dans la mesure du possible indépendants, pour :
 - prévenir les accidents graves, par la conception de systèmes de protection et de sécurité redondants permettant de ramener l'installation dans son domaine normal de fonctionnement après des transitoires ou incidents plausibles,
 - limiter les conséquences des accidents pris en compte dans le dimensionnement conventionnel en imposant plusieurs barrières successives de confinement, en étudiant de façon déterministe des accidents enveloppes hypothétiques représentatifs des risques possibles et en concevant des systèmes de sauvegarde redondants adaptés.

- o la progressivité de la sûreté qui veut que la probabilité d'occurrence des incidents et accidents, appelés également conditions de fonctionnement, soit d'autant plus faible que leurs conséquences pour l'environnement sont plus graves.

Ces mêmes principes ont été repris lors de la définition des options de sûreté du palier N4.

LE DIMENSIONNEMENT CONVENTIONNEL - RAPPEL

La conception proposée pour une centrale nucléaire doit garantir une résistance maximale de l'installation à ses propres défaillances et aux agressions externes dont la nature et l'importance dépendent du site prévu.

Objectif de risque

Bien que la justification des dispositions retenues pour les installations nucléaires françaises soit essentiellement fondée sur des études déterministes, le Ministère de l'Industrie a, dès 1977, fixé en ces termes, un objectif global de risque pour les réacteurs à eau pressurisée :

.../...

" 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} /an.

Dès lors, 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 effectivement être prise en compte si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à 10^{-7} /an, cette valeur ne pouvant être dépassée, pour la famille d'événements examinée, que s'il est possible de démontrer que les calculs de probabilités effectués sont suffisamment pessimistes."

La conception des tranches du palier N4 doit satisfaire à ce même objectif de risque.

Agressions externes

Parmi les agressions devant être envisagées, figurent notamment celles liées aux :

- séismes, raz de marée et mouvements de terrain,
- conditions météorologiques externes,
- inondations, (crue millénale, rupture de barrage...),
- chutes d'avions,
- risques liés aux activités humaines et équipements industriels...

L'approche probabiliste est utilisée pour traiter des dispositions à prendre à l'égard de ces agressions, pour lesquelles des ordres de grandeur de probabilité peuvent être généralement déterminés pour un site donné. Le respect de l'objectif de risque fixé, 10^{-7} /an/réacteur et par famille d'événements, peut conduire à considérer plusieurs familles pour un type d'agression donné (aviation générale et militaire) en tenant compte des types d'agressions plausibles (explosions, avions,...).

.../...

Depuis 1980, des règles fondamentales de sûreté fixent les principes généraux relatifs à la protection contre certaines agressions externes. Les principes généraux retenus pour le dimensionnement des tranches du palier N4 doivent être conformes à ces règles.

Dans la mesure où ces textes n'étaient pas d'application au moment de la construction de certaines tranches de 900 et 1300 MWe, des mesures compensatoires (protections supplémentaires, procédures particulières) sont éventuellement prises pour que la sûreté des installations soit satisfaisante.

Défaillances internes

Pour les installations françaises de 900 et 1300 MWe, la liste conventionnelle des conditions de fonctionnement prises en compte à la conception est conforme à celle figurant dans l'ANSI 18-2. Leur classement en 4 catégories a été maintenu et les conséquences radioactives maximales associées à chacune d'entre elles sont les suivantes :

catégorie de fréquence	fréquence estimée (par an)	conséquences radioactives maximales
1	> 1	limitées par les autorisations de rejets d'effluents radioactifs (1)
2	10^{-2} - 1	
3	10^{-4} - 10^{-2}	5 mSv (organisme entier) 15 mSv (thyroïde) (2)
4	10^{-5} - 10^{-4}	0,15 Sv (organisme entier) 0,45 Sv (thyroïde) (2)

(1) Valeurs réglementaires.

(2) Valeurs non réglementaires, proposées par Electricité de France et acceptées par les autorités de sûreté.

.../...

Compte tenu des critères applicables à la conception, et en particulier du critère de défaillance unique, aucun cumul de défaillance d'origine mécanique ou humaine n'est postulé dans les études d'accidents correspondant aux situations accidentelles dont les scénarios séquentiels sont bien établis. Ces études, essentiellement orientées vers l'évaluation des dégradations du coeur, ne couvrent que les 24 heures qui suivent le début de l'accident et supposent la disponibilité d'une file des circuits de sécurité et de sauvegarde.

OBLIGATIONS ET CARACTERISTIQUES APPLICABLES AUX TRANCHES DU PALIER 1400 MWe

S'il est nécessaire de figer les critères de sûreté auxquels doit répondre une installation dès qu'une décision de construction est prise, il est aussi nécessaire de réajuster et de compléter ces critères quand l'amélioration des connaissances théoriques ou pratiques les remet en cause.

Dès 1977-1978, lors de la définition des options de sûreté des tranches du palier 1300 MWe, ce principe avait été retenu et avait conduit à demander à Electricité de France (Décision Ministérielle CAB 900 MZ du 03/09/79) d'étudier les conséquences de la perte totale de fonctions redondantes, situations non prises en compte dans le dimensionnement conventionnel, et, si nécessaire, de définir les dispositions appropriées pour en réduire la probabilité ou en ramener les conséquences à un niveau en rapport avec cette probabilité.

Cependant, même si une installation est conçue conformément à la réglementation en vigueur, des incidents ou anomalies non prévus sont susceptibles de survenir. Ils sont le signe de points faibles éventuels de l'installation et doivent faire l'objet d'une analyse approfondie afin que tous enseignements puissent en être tirés, tant pour définir la conception des futures installations, que pour améliorer celle des tranches réalisées. Cette prise en compte du "retour d'expérience", dont l'importance a été confirmée par l'accident survenu à THREE MILE ISLAND, associée à l'amélioration des connaissances et à l'évolution technologique, a largement contribué à la définition des directives relatives aux obligations et caractéristiques applicables aux tranches nucléaires françaises de 1400 MWe qui ont été notifiées à Electricité de France par la Décision Ministérielle CAB 1121 MZ du 06/10/83.

Ces directives ont été établies sur la base de l'analyse effectuée par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires et ses appuis techniques (Groupe Permanent et IPSN) des options de sûreté proposées par Electricité de France.

Elles précisent :

- les principes généraux en fonction desquels doit être conçue l'installation, ainsi que la méthode à utiliser pour adapter le projet type défini dans ces directives à chaque site particulier,
- les caractéristiques principales du projet d'installation nucléaire prévu, ainsi que les obligations principales de sûreté que ce projet devra respecter dans la conception et la réalisation détaillée des systèmes, structures ou composants envisagés pour chaque tranche.

Dans le cadre de cette communication, seuls les points particuliers qui diffèrent de la pratique conventionnelle seront présentés.

Pour chacun de ces points, les modalités retenues pour leur prise en compte sur les tranches de 900 et 1300 MWe actuellement en exploitation ou en cours de construction, seront précisées.

Bases générales de conception -RTGV

- o Au vu de l'expérience tirée du fonctionnement des installations, la probabilité de rupture d'un ou plusieurs tubes de générateurs de vapeur a été estimée supérieure à celle initialement prévue. En conséquence, la liste des conditions de fonctionnement prises en compte pour le palier N4 impose :
- en 3ème catégorie : la rupture d'un tube de générateur de vapeur,
- en 4ème catégorie : la rupture de 2 tubes de générateur de vapeur.

Les valeurs maximales de rejets acceptables pour ces catégories restent inchangées (cf. défaillances internes).

.../...

En outre, il a été demandé que soit engagée l'étude des 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 situations où il est requis.

Si nécessaire, des dispositions appropriées devront être mises en oeuvre pour réduire la probabilité de ces événements, ou en ramener les conséquences à un niveau en rapport avec cette probabilité.

- o Pour les tranches de 900 et 1300 MWe, le classement a été fixé à la conception, à savoir : rupture d'un tube de générateur de vapeur en 4ème catégorie. Toutefois, la maîtrise de ce type d'accident reposant essentiellement sur l'identification précoce d'une fuite primaire-secondaire et la mise en oeuvre d'une procédure spécifique, des améliorations notables ont été apportées, à savoir :

900 MWe : Mise en place d'une mesure d'activité de l'eau du circuit secondaire par générateur de vapeur,

900 et 1300 MWe : Développement des mesures de détection des fuites primaire-secondaire par l'azote 16.

Amélioration de la présentation des procédures et redéfinition des actions à entreprendre pour éviter ou limiter le remplissage en eau des générateurs de vapeur.

Perte totale de fonctions redondantes

Les dispositions retenues à la conception des tranches du palier N4 devront permettre de limiter, au niveau accepté pour la 4ème catégorie, les conséquences de la défaillance totale des systèmes redondants suivants :

.../...

- (1) Alimentation en eau des générateurs de vapeur, normale et secourue,
- (2) Alimentations électriques internes et externes,
- (3) Source froide et systèmes associés.

La perte totale de ces fonctions entraîne la fusion du coeur en quelques heures.

- (4) Arrêt d'urgence,
- (5) Moyens de pompage du système d'injection à basse pression,
- (6) Moyens de pompage ou d'échange de chaleur du circuit d'aspersion.

La défaillance totale à terme de ces deux derniers circuits ne permet plus l'évacuation de la puissance résiduelle après un accident de perte de réfrigérant primaire.

Pour faire face à ces situations, les principales modifications de conception prévues sont les suivantes :

- alimentation en eau des tranches par une autre source froide disponible sur le site,
- détection précoce, depuis la salle de commande, de la perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur et de la perte de la source froide,
- banalisation des groupes de pompage des circuits d'injection de secours basse pression et aspersion de l'enceinte, et possibilité de raccorder sur ces circuits un moyen mobile (pompe + échangeur),
- maintien de l'alimentation en eau des joints des pompes primaires en cas de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques
- réalimentation électrique possible d'une tranche par une turbine à gaz ou à partir d'une tranche îlotée en cas de perte totale des alimentations électriques.

L'intégration de ces améliorations à la conception des installations du palier N 4 facilitera leur implantation en respectant au mieux les critères d'accessibilité aux matériels en vue de leur maintenance.

Les modalités de leur mise en oeuvre sont décrites dans des procédures particulières adaptées en tant que de besoin aux spécificités des sites (procédures H).

La démonstration de l'efficacité de la conception ainsi modifiée pourra être basée sur une approche probabiliste en prenant des hypothèses réalistes. Dans cette démonstration, aucune autre défaillance ne sera postulée dans la mesure des probabilités. Les critères conventionnels, tels que redondance et qualification, ne seront appliqués que si l'approche probabiliste conclut à la nécessité de leur prise en compte. La probabilité, que la famille d'événements considérée conduise à des conséquences inacceptables, doit être inférieure à 10^{-7} /an/réacteur.

o Pour les tranches de 1300 MWe, suite aux études de fiabilité des quatre premières fonctions redondantes précitées, effectuées en 1976, les modifications nécessaires pour ramener les conséquences de ces situations à un niveau compatible avec leur probabilité étaient déjà demandées dans la Décision Ministérielle CAB 900 MZ du 03/09/79. Les problèmes liés aux points (5) et (6) de la liste précédente, problèmes qui découlent des enseignements tirés de l'accident survenu à THREE MILE ISLAND, à savoir la nécessité du maintien à long terme de la fonction "évacuation de la puissance résiduelle", concernent également ces tranches.

Comme pour le palier N 4, les modifications de conception qui seront réalisées n'ont pas à satisfaire systématiquement à l'ensemble des critères imposés à la conception, pour les fonctions de sûreté, à savoir : redondance, qualification...

Dans la mesure où les études nécessaires à la définition des modifications n'étaient pas terminées au moment de la construction des tranches, leur mise en oeuvre se fait progressivement sur l'ensemble des installations.

Vu l'importance des conséquences découlant de la perte de l'alimentation en eau des joints de pompes primaire, associée à la perte totale de la source froide et à celle des alimentations électriques, la modification permettant d'éliminer ce "point faible" de la conception a été décidée très tôt sur le palier 1300 MWe et est opérationnelle au moment du premier chargement des tranches.

procédure correspondante. Contrairement aux procédures conventionnelles, ce document (procédure SPI U 1) ne préjuge d'aucun initiateur d'accident, ni d'aucune séquence dans le déroulement de l'accident. Applicable même en cas de cumul de défaillance d'origine mécanique et/ou humaine, il précise, sur la base des informations relatives à l'état réel de l'installation, les actions devant être engagées par l'exploitant pour restaurer la situation.

Enfin, pour compléter cette aide à la conduite, la redondance du suivi du déroulement d'une situation perturbée est assurée par une personne indépendante au sein du personnel de conduite.

Ces divers points qui figurent dans la Décision Ministérielle CAB 1121 MZ sont également applicables aux tranches des paliers de 900 et de 1300 MWe.

CONCLUSIONS

Les directives relatives aux obligations et caractéristiques principales des tranches nucléaires de 1400 MWe, notifiées à Electricité de France le 06/10/1983 par le Ministre de l'Industrie et de la Recherche, se situent dans la continuité de celles élaborées en 1979 pour les tranches nucléaires de 1300 MWe. Elles traduisent, d'une nouvelle façon, le concept de défense en profondeur par la prise en considération, à la conception, d'événements hautement improbables et ont été, si nécessaire, modifiées pour tenir compte de l'expérience tirée du fonctionnement d'installations de la même filière.

Cependant, la complexité des installations nucléaires est telle qu'il n'est pas possible d'affirmer que, malgré les améliorations apportées à la conception et à la conduite des installations, aucun incident grave ne se produira ou ne présentera à l'exploitant des difficultés de maîtrise.

La sûreté est un domaine qui doit évoluer en permanence en tenant compte des difficultés réelles liées à l'exploitation des tranches et de l'évolution des connaissances théoriques et technologiques.

Cette vigilance permanente est nécessaire pour obtenir et maintenir un niveau de sûreté satisfaisant.

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. de TORQUAT (+ 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 (CHATOU - CLAMART)
EDF / SEPTEN (2 ex.)
EDF / SPT
M. BREEST - Bundes Ministerium des Innern - 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)

o Pour le palier 900 MWe, toutes les modifications précitées sont applicables et réalisées progressivement sur l'ensemble des tranches.

Coeur dégradé

Bien que les dispositions de conception aient été estimées suffisantes, il est demandé, pour le palier N4, que des dispositions complémentaires soient définies pour réduire de façon significative les conséquences d'événements résultant d'un état dégradé du coeur, ou en retarder l'apparition.

Vu leur faible probabilité d'occurrence, ces événements, considérés comme représentatifs des risques maximaux à prendre en compte pour le choix des sites et l'élaboration des plans d'urgence et d'intervention, pourront être étudiés avec des hypothèses réalistes.

Les dispositions prévues, qui visent à limiter les conséquences d'une montée lente en pression de l'enceinte au-delà de la pression de calcul, et la diffusion de substances radioactives au niveau du radier, seront, par la suite, adaptées aux tranches de 900 et 1300 MWe en tenant compte des éventuelles spécificités des tranches.

Conduite de l'installation

En situation perturbée, la sûreté d'une installation repose tant sur le bon fonctionnement des automatismes et systèmes associés, que sur les actions de l'opérateur. Ces actions ne seront vraiment efficaces que si l'opérateur dispose toujours de procédures adaptées et si les informations retransmises en salle de commande sont représentatives de l'état réel de l'installation, suffisantes mais non surabondantes, et bien interprétées par l'opérateur.

Les études entreprises en France depuis 1979 pour améliorer la conduite des centrales à eau sous pression seront naturellement intégrées à la conception des salles de commande du palier N 4. En particulier, toute l'instrumentation nécessaire à l'évaluation des états du coeur - mesure de niveau cuve, marge à l'ébullition, température sous le dôme de l'enceinte - sera disponible sur ces tranches, ainsi que la

.../...