

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



CEA-DAS -- 400

RAPPORT DAS N° 400

EVOLUTION RECENTE ET FUTURE DE LA CONCEPTION
DES REACTEURS A EAU PRESSURISEE EN FRANCE,
VIS-A-VIS DE LA SURETE ET DE LA FIABILITE.

D. VIGNON*, J. BRISBOIS**, R. MORIN*

AIEA - Conférence internationale sur
la performance et la sûreté des centrales nucléaires.
(Vienne, 28 septembre-2 octobre 1987)

CEA-DAS -- 400

RAPPORT DAS N° 400

EVOLUTION RECENTE ET FUTURE DE LA CONCEPTION
DES REACTEURS A EAU PRESSURISEE EN FRANCE,
VIS-A-VIS DE LA SURETE ET DE LA FIABILITE.

D. VIGNON*, J. BRISBOIS**, R. MORIN*

AIEA - Conférence internationale sur
la performance et la sûreté des centrales nucléaires.
(Vienne, 28 septembre-2 octobre 1987)

* EDF/SEPTEN

**CEA/IPSN/DAS



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR POWER PERFORMANCE
AND SAFETY

Vienna, Austria, 28 September—2 October 1987

IAEA-CN-48/ 20

EVOLUTION RECENTE ET FUTURE DE LA CONCEPTION
DES REACTEURS A EAU PRESSURISEE EN FRANCE,
VIS-A-VIS DE LA SURETE ET DE LA FIABILITE

PAR

D. VIGNON
EDF - SEPTEN
VILLEURBANNE
FRANCE

J. BRISBOIS
CEA-IPSN-DAS
FONTENAY-AUX-ROSES
FRANCE

R. MORIN
EDF - SEPTEN
VILLEURBANNE
FRANCE

This is a preprint of a paper intended for presentation at a scientific meeting. Because of the provisional nature of its content and since changes of substance or detail may have to be made before publication, the preprint is made available on the understanding that it will not be cited in the literature or in any way be reproduced in its present form. The views expressed and the statements made remain the responsibility of the named author(s); the views do not necessarily reflect those of the government of the designating Member State(s) or of the designating organization(s). In particular, neither the IAEA nor any other organization or body sponsoring this meeting can be held responsible for any material reproduced in this preprint.

IAEA-CN-48/20

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR
POWER PERFORMANCE AND SAFETY

Vienna, 28 september to 2 october 1987

EVOLUTION RECENTE ET FUTURE DE LA CONCEPTION DES REP
EN FRANCE, VIS A VIS DE LA SURETE ET DE LA FIABILITE

RESUME

La réalisation d'un important programme de REP en France (54 tranches en service ou en construction) a conduit à l'application d'une approche originale de sûreté :

- la fin de l'application de la licence du constructeur américain (WESTINGHOUSE) pour la chaudière, a permis d'améliorer les règles déterministes de dimensionnement en vigueur aux USA par la prise en compte de certaines situations complémentaires mises en évidence par des études de fiabilité. Il en résulte une meilleure cohérence de l'analyse de sûreté et une réduction de la probabilité de fusion du cœur.

- EDF, à la fois Architecte Ingénieur et Exploitant, a pu pleinement profiter du retour d'expérience pour améliorer les conditions d'exploitation permettant ainsi un accroissement de la sûreté grâce à une meilleure adaptation de la conception (interface homme-machine, procédures d'exploitation...)

- EDF et les autorités de sûreté ont examiné en commun les conséquences des accidents hypothétiques les plus sévères afin de déterminer les plans d'urgence correspondants. Cette analyse a conduit à envisager la mise en oeuvre de moyens complémentaires exceptionnels pour diminuer les conséquences de ces accidents hypothétiques.

Cette évolution des situations de dimensionnement a conduit à la nécessité de définir de nouvelles classes de matériels en se basant sur le principe d'une gradation des exigences, en fonction de l'importance des matériels pour la sûreté : on a ainsi augmenté le nombre de matériels soumis à des règles de sûreté, mais on a défini de façon plus réaliste, les contraintes imposées aux matériels.

Ces analyses sont terminées et la totalité des dispositions correspondantes sont prises en compte dès la conception sur les tranches N4 en construction.

Pour le futur, semble se dessiner après cette rationalisation de l'approche de sûreté, une recherche de la simplification de la conception des REP. Cette conception prendra en compte le retour d'expérience des tranches en exploitation ainsi que les résultats des études probabilistes engagées sur les paliers 900 et 1300.

Elle rejoint un objectif clairement affiché par l'USDOE et l'EPRI aux Etats-Unis, que l'on trouve aussi en Allemagne et en France.

Cette démarche pragmatique s'effectue en parallèle à d'autres recherches qui, à l'inverse, ne vont pas toujours dans le sens d'une simplification accrue (Etudes de réacteur à sûreté intrinsèque).

Elle procède des 2 constatations suivantes :

- l'ajout de fonctions nouvelles ou l'application de nouveaux critères de conception, apparus au fur et à mesure des développements des REP, s'est traduit par un rajout de matériels ou circuits complémentaires, à des circuits initialement simples.
- La recherche du rendement maximum poursuivi jusque là s'est parfois faite au détriment de la simplicité des matériels et des circuits.

Ces deux évolutions n'ont permis d'accroître la disponibilité des installations et une simplification de la conception devrait permettre, tout en maintenant ou en améliorant le niveau de sûreté aujourd'hui atteint, d'augmenter la fiabilité des centrales et diminuer les coûts de réalisation et d'exploitation.

Rationalisation de la sûreté en France, conséquences sur les règles de conception des matériels et recherche d'une simplification de la conception des REP à venir, seront illustrées par quelques exemples concrets dans la présentation.

I - INTRODUCTION

Dans une première partie de cet exposé nous allons voir que le souci de simplicité dans la conception des réacteurs à eau sous pression a toujours été présent à l'esprit des concepteurs de centrales en France et tend à s'imposer comme un critère de base dans les réflexions pour les futures tranches. Cette démarche a facilité la mise en oeuvre d'une approche originale de sûreté dont les points essentiels sont exposés en deuxième partie et les retombées sur les exigences vis-à-vis de la conception des matériels figurent dans la troisième partie.

2 - LE SOUCI DE SIMPLICITE DANS LA CONCEPTION

2.1 - Principe de base

De tous temps la simplicité dans la conception des systèmes a été l'un des soucis majeurs des concepteurs de centrales en France, en particulier pour les systèmes de sûreté. Ceci est en effet un gage de fiabilité puisque la diminution du nombre de composants qui en résulte, et en particulier d'organes actifs, permet de réduire les risques de panne ainsi que d'erreur humaine lors des interventions pour maintenance ou pour mise en configuration de circuits (lignes).

Cette recherche de simplicité se retrouve également dans la prise en compte de la conduite lors de la conception, par le choix d'un degré d'automatisation et d'un interface homme-machine adapté.

A l'heure actuelle où des réflexions sont en cours pour la définition des tranches futures, l'application du principe de simplification de manière encore plus systématique a été retenue par ELECTRICITE DE FRANCE.

2.2 - Mise en oeuvre

La mise en application du principe de simplicité des systèmes présenté ci-avant a été effectuée en France pour les systèmes de sûreté des centrales existantes (paliers 1300 et 1400 Mw en particulier) par :

- le respect strict de la séparation des fonctions : un système, ou une partie de système, ne doit pas être conçu pour plusieurs fonctions compte tenu de l'augmentation de risque qui résulte de la complexité associée,
- le choix d'un niveau de redondance adapté : l'adoption d'une redondance d'ordre deux pour chaque système de sûreté a permis d'obtenir une conception simple qui facilite en outre la mise en oeuvre d'une stricte séparation physique et géographique entre trains.

Un exemple particulièrement évocateur est celui de l'évacuation de la puissance résiduelle du coeur du réacteur. La réfrigération à l'arrêt du réacteur est assurée par un système (RRA) dédié uniquement à cette fonction, un deuxième système (EAS - Aspersion de l'enceinte) étant dédié à la réfrigération de l'enceinte de confinement et un troisième (RIS) à l'injection de sécurité du coeur. Cette stricte séparation des fonctions a permis :

- d'installer le circuit de réfrigération à l'arrêt dans l'enceinte de confinement et donc d'en simplifier la conception en assurant au mieux la sûreté et le confinement des produits radioactifs pendant les périodes d'arrêt,

- d'installer hors de l'enceinte de confinement les organes actifs des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte permettant des interventions de maintenance sur ces systèmes à long terme après un accident.
- d'avoir en permanence et dans tous les états de la tranche des circuits de sauvegarde disposés dans leur configuration d'intervention en cas d'occurrence d'une situation accidentelle (ceci limite au maximum le nombre d'organes actifs à manoeuvrer pour assurer la fonction de sauvegarde).

On notera en outre que la simplification de la conduite accidentelle a été obtenue par l'automatisation du passage en recirculation des systèmes d'aspersion enceinte (EAS) et d'injection de sécurité (RIS).

D'autres systèmes ont fait l'objet d'une remise en cause globale :

Les circuits de traitement d'effluents : Le procédé de traitement des effluents primaires a été notablement simplifié : regroupement des fonctions évaporation et dégazage, suppression des stockages intermédiaires d'où un gain d'investissement sur le circuit et le bâtiment et de bons espoirs que la fiabilité soit augmentée.

Les autres circuits de traitement d'effluents n'ont pas subi d'évolution notable.

Les ventilations des bâtiments nucléaires étaient jusqu'ici basées sur l'existence d'un réseau de soufflage et d'un réseau d'extraction alimentant tous les locaux. L'îlot nucléaire N4 est ventilé par transfert. On ne maintient une extraction que dans les locaux présentant un risque de contamination élevé et un soufflage que dans les zones d'accès courant.

Cette disposition supprime une partie notable des réseaux de ventilation et diminue donc les coûts d'investissement et d'exploitation tout en améliorant la fiabilité.

Pour les tranches futures une réflexion est en cours en vue d'une augmentation de l'automatisation de la conduite et de l'aide à l'opérateur.

3 - SIMPLICITE ET SURETE DES INSTALLATIONS

Il a cependant été jugé nécessaire de s'assurer que la conception simple adoptée ne présentait pas une fiabilité inférieure à des systèmes dont la conception fait appel à un plus grand nombre de matériels. C'est pourquoi nous nous sommes tout particulièrement assurés que :

- la disponibilité des systèmes reste acceptable dans la conception à deux trains, y compris dans les situations de maintenance,

- les risques de défaillance totale de chaque système de sûreté redondant sont suffisamment faibles pour être acceptables,
- les problèmes d'exploitation sont correctement pris en compte dès la conception, en particulier au niveau de la conduite en situation accidentelle.

3.1 - Disponibilité des systèmes

3.1.1 - Principes de conception

La conception de base des systèmes est effectuée de manière déterministe et se fonde essentiellement sur l'application du critère de défaillance unique qui est réglementé en France par la règle fondamentale de sûreté n° I.3.a. En particulier la maintenance des systèmes de sûreté est prise en compte en classant ces systèmes en deux familles :

- ceux qui ne peuvent être entretenus que pendant leur période de fonctionnement,
- et ceux qui peuvent être entretenus en dehors de la période où ils peuvent être amenés à fonctionner.

Dans le premier cas, on pallie la défaillance de l'autre voie, la première voie étant en entretien, par l'une des dispositions suivantes :

- Augmentation de la redondance des moyens actifs de chaque voie,
- existence et disponibilité d'une diversification fonctionnelle permettant le secours de la fonction, le système étant devenu indisponible,
- si la durée de l'entretien est suffisamment brève pour ne pas diminuer de façon significative le niveau de sûreté de l'installation, aucune mesure complémentaire n'est prise.

Le dernier cas vise essentiellement les systèmes de sauvegarde et notamment le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, pour lesquels on ne cumule pas de défaillance unique à l'entretien, car ils peuvent être entretenus pendant les périodes d'arrêt à froid cuve ouverte.

3.1.2 - Vérification de la conception

La validité de cette démarche a été confirmée grâce à l'apport important constitué par les études probabilistes en tant qu'aide à la conception.

Compte tenu de la sensibilité des résultats des études probabilistes aux défauts de mode commun, ELECTRICITE DE FRANCE a réalisé des études de comparaison entre différents types de schémas de systèmes de sûreté présentant un niveau de redondance plus ou moins élevé. A titre d'exemple nous présentons en annexe I l'une d'entre elles relative à la comparaison de deux systèmes d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur.

Une retombée importante de ces études a été de montrer le poids important des défaillances de mode commun et l'intérêt de l'utilisation de la diversification (fonctionnelle, géographique, ...) par rapport à une augmentation de la redondance des circuits de sauvegarde.

Il est donc intéressant à ce niveau de la réflexion de se demander si le coût élevé investi dans la multiplication des moyens en choisissant d'augmenter le nombre de matériels actifs est justifié et ne serait pas mieux placé dans d'autres domaines.

3.1.3 - Spécifications techniques d'exploitation

De manière à établir des spécifications techniques d'exploitations cohérentes permettant de faire face aux indisponibilités fortuites ou programmées, il est fait usage d'études probabilistes. Celles-ci permettent de vérifier que le temps maximum autorisé pour continuer d'exploiter une tranche lorsqu'un matériel est indisponible n'engendre pas un risque supplémentaire significatif du fait de cette indisponibilité.

3.2 - Perte totale des systèmes de sûreté

3.2.1. - Position du problème

Pour le palier 1300 MW, EDF a étudié la fiabilité des principaux systèmes importants pour la sûreté. Ces études ont permis d'apprécier l'homogénéité de la fiabilité de ces différents systèmes et de valider leur conception.

Cependant, ces analyses ont mis en évidence, d'un point de vue essentiellement qualitatif, des défaillances de cause commune potentielles. Par ailleurs, les probabilités de défaillance obtenues, bien que satisfaisantes, ne permettaient pas d'exclure totalement la prise en compte dans la conception de la défaillance simultanée de deux voies redondantes d'une même fonction.

Il a donc été ressenti le besoin d'une démarche complémentaire permettant de garantir une conception homogène de la sûreté de la tranche. A cette fin il convient de vérifier que les séquences accidentelles non envisagées dans le dimensionnement se situent de manière homogène, en termes de probabilités et de conséquences radiologiques associées, avec les conditions de fonctionnement de dimensionnement.

De manière pratique il a été retenu que, pour les séquences étudiées en utilisant des hypothèses et des données réalistes, et notamment les probabilités réelles de défaillance des matériels, la probabilité de fusion du cœur devait être inférieure à 10^{-7} par réacteur et par an.

C'est dans ces conditions qu'EDF et les autorités de sûreté ont défini des conditions de fonctionnement dites complémentaires décrites au § 4 ci-après. Elles correspondent essentiellement à des séquences accidentelles mettant en défaut le critère de défaillance unique (perte totale des systèmes de sûreté redondants) pour lesquelles le respect de l'objectif probabiliste défini ci-avant, et donc le rejet de conséquences inacceptables dans le domaine du risque résiduel, a été obtenu par la définition de procédures de conduites adaptées et, lorsque nécessaire, par la mise en place de matériels supplémentaires. Ces procédures, au nombre de quatre, sont les suivantes :

- H1 : perte totale de la source froide
- H2 : perte totale de l'eau alimentaire des générateurs de vapeur
- H3 : perte totale des alimentations électriques
- H4 : secours mutuel des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte.

Elles sont mises en oeuvre sur l'ensemble des tranches à eau sous pression françaises.

En outre bien que ne faisant pas l'objet d'une procédure, on notera que des dispositions ont été prises en ce qui concerne certains transitoires sans arrêt d'urgence (ATWS)

3.2.2 - Exemples

Afin d'illustrer cette démarche, deux exemples sont décrits en annexe 2. Le premier concerne la perte totale de l'eau alimentaire des générateurs de vapeur pour laquelle il a simplement été nécessaire de rédiger une procédure de conduite permettant de gérer au mieux les moyens existants. Le deuxième relatif à la perte totale des alimentations électriques a, quant à lui, demandé la mise en oeuvre de matériels complémentaires.

3.3 - Optimisation de la conduite

Un effort tout particulier a été fourni en France pour optimiser la mise en oeuvre des systèmes de sûreté, conçus tels que décrit ci-avant, dans le cadre de la conduite post-accidentelle. En effet, fidèle à une démarche qui consiste à privilégier la prévention avant la mise en oeuvre, certes nécessaire, de moyens destinés à agir sur les conséquences d'un événement, EDF a développé une approche originale de la conduite post-accidentelle de la tranche permettant une optimisation de la prévention de la fusion du coeur : "l'approche par états".

La centrale telle que conçue, en tenant compte en particulier des conditions de fonctionnement de dimensionnement et complémentaires, doit permettre d'assurer en toutes circonstances un refroidissement satisfaisant du coeur, et éviter en conséquence toute fusion du coeur, à condition que les opérateurs soient effectivement en mesure de comprendre le comportement du réacteur.

Mais l'expérience montre qu'un accident réel est le résultat d'une combinaison d'événements, peut être pas très graves pris individuellement, auxquels peuvent s'ajouter des défaillances matérielles ou humaines simultanées ou étagées dans le temps. Il est donc exclu que des procédures de conduite événementielles puissent couvrir tous les cas possibles et que, de plus, on puisse totalement exclure une erreur de diagnostic conduisant au choix de la procédure.

EDF a donc mis au point une procédure dite "U1" basée sur une approche par états de refroidissement de la chaudière, et pour laquelle l'action des opérateurs se fonde non sur une reconstitution des événements survenus antérieurement, mais sur l'identification de l'état physique de la chaudière et l'inventaire des moyens disponibles pour refroidir le coeur. Cette procédure s'appuie sur la mesure de quelques paramètres physiques représentatifs de ces états de refroidissement, dont l'écart de température d'eau chaude vis-à-vis de la température de saturation (marge à l'ébullition) est la plus significative.

La généralisation de "l'approche par états" est actuellement en cours de développement et consiste en la suppression des procédures accidentelles de type événementiel et leur remplacement par un jeu de procédures "par états" permettant une conduite post-accidentelle adaptée à l'état réel du réacteur. Les nouvelles procédures seront opérationnelles dès la mise en service des premières tranches du palier N4.

La mise en oeuvre de ce nouveau mode de conduite montre à l'évidence que, compte tenu de la diversité des moyens prévus à la conception pour refroidir le coeur et de leur gestion optimale grâce à l'approche par états un accident de fusion du coeur n'est pas dans le domaine du "plausible". Au delà, on tombe dans le domaine des accidents sévères hypothétiques qui sort du cadre de cette présentation.

On notera enfin que ces procédures sont rédigées en tenant compte de la présence dans chaque centrale d'un Ingénieur Sécurité Radioprotection (ISR). Cet ingénieur, appelé en salle de commande dès l'occurrence d'un arrêt d'urgence ou d'une injection de sécurité, est chargé de prendre la responsabilité des installations en situation incidentelle ou accidentelle ou pour tout événement non couvert par les procédures. Il reçoit à cet effet une formation spécifique de longue durée.

Il effectue une surveillance et un diagnostic permanent lors de toute situation accidentelle.

L'I.S.R, le Chef de quart et son équipe sont tenus au strict respect de la répartition des tâches définies dans les procédures, ce qui garantit l'indépendance indispensable dans l'analyse des événements.

Une "redondance humaine" est ainsi assurée au niveau de la conduite post-accidentelle.

4 - EVOLUTION DES REGLES DE CONCEPTION DES MATERIELS

4.1 - Introduction

Nous avons vu dans les parties précédentes de cet exposé comment le souci de simplicité de la conception a été pris en compte et l'approche qui a été définie dans ce contexte permettent d'obtenir un bon niveau de sûreté des installations dans leur ensemble. Nous allons maintenant examiner comment les règles de conception des matériels ont évolué en France pour être cohérentes avec cette approche, par le biais des règles de classement de sûreté des matériels.

L'objectif recherché lors de l'établissement d'un classement de sûreté est d'obtenir une assurance suffisante quant à l'aptitude et la disponibilité des systèmes et matériels ayant à jouer un rôle dans la sûreté des réacteurs nucléaires.

La répartition des équipements dans un certain nombre de classes, auxquelles sont associées des exigences de conception, de réalisation et d'exploitation dont la sévérité varie selon la fonction de sûreté à accomplir, doit permettre d'assurer une qualité adaptée à l'importance des équipements pour la sûreté.

Nous avons vu précédemment que l'évolution de l'approche de sûreté a notamment conduit à prendre en compte des conditions de fonctionnement complémentaires, ce qui s'est traduit par la mise en oeuvre de matériels et de procédures complémentaires permettant de réduire la probabilité de fusion du coeur, pour chacune de ces situations, à une valeur acceptable.

Il a résulté de cette démarche la nécessité de définir des règles de conception pour des matériels qui, jusqu'à présent, n'étaient pas nécessaires à la démonstration de la sûreté des réacteurs. C'est ainsi qu'ont été définies de nouvelles classes d'équipements adaptées à ces nouvelles exigences.

4.2 - Nouvelles règles de classement

L'idée principale qui a prévalu lors de l'élaboration de ces règles de classement a été l'obtention d'une qualité des équipements particulièrement adaptée à leur fonction. De manière à simplifier l'exposé, nous n'examinerons que le cas des matériels mécaniques pour lesquels on peut distinguer trois grandes catégories :

- a) Les matériels nécessaires à la démonstration déterministe de base du respect des objectifs fondamentaux de la sûreté, pour chaque incident ou accident de la liste réglementaire des "conditions de fonctionnement de dimensionnement", sont classiquement répartis en quatre classes de sûreté. A chacune de ces classes de sûreté sont associées des exigences enveloppes notamment en matière d'exigences fonctionnelles et de qualification aux conditions de service et au séisme.

- b) Les équipements qui sont nécessaires à la démonstration du respect des objectifs fondamentaux de la sûreté uniquement au titre des "conditions de fonctionnement complémentaires" telles que définies en 3.2 ci-avant font l'objet d'un classement particulier. Les exigences associées sont définies au cas par cas et de manière réaliste compte tenu de l'analyse détaillée de leur fonctionnement dans toutes les procédures de conduite où ils sont jugés indispensables et de la démonstration probabiliste associée.
- c) Les autres équipements dont le mauvais fonctionnement peut avoir des conséquences sur la sûreté ou dont le bon fonctionnement peut être nécessaire à long terme pour assurer la sûreté de la tranche sont dits "importants pour la sûreté - non classés (IPS-NC)" et font l'objet d'exigences (règles de conception, essais périodiques, assurance de la qualité) permettant de garantir une qualité adaptée.

En conclusion on notera donc le souci que nous avons d'effectuer une bonne gradation des exigences en fonction de l'importance du matériel pour la sûreté et d'éviter d'avoir une cassure complète entre la conception des matériels classés et non classés. Ceci permet d'obtenir une qualité des matériels particulièrement adaptée à leur fonction.

5 - CONCLUSION

La simplicité de la conception des systèmes de sûreté complétée par la mise en oeuvre d'une approche originale de la sûreté a permis l'obtention d'un haut niveau de sûreté pour les centrales françaises. Des interrogations apparaissent tant en France qu'à l'étranger sur l'opportunité d'aller vers des systèmes plus passifs. Cette voie nous semble peu satisfaisante car elle peut déboucher sur des systèmes beaucoup plus complexes dont les gains vis-à-vis de la fiabilité ne semblent pas évidents, si même ils existent. Une voie qui nous semble plus intéressante est la recherche d'une conception plus tolérante de la chaudière et des systèmes associés. On peut citer par exemple l'abaissement de la puissance linéique du combustible ou l'augmentation de la pression de tarage des soupapes de générateur de vapeur à une valeur nettement supérieure à la pression de fonctionnement des vannes de décharge à l'atmosphère, de manière à éviter le fonctionnement en eau de ces soupapes dans les situations de rupture de tubes de générateurs de vapeur. Il s'agit là d'axes d'études possibles pour améliorer encore le niveau de sûreté de nos centrales mais notre opinion est qu'il n'y a pas lieu pour les réacteurs futurs de revoir fondamentalement l'approche de sûreté française, mais plutôt d'évaluer le besoin d'en systématiser l'application en élargissant le domaine des situations accidentelles prises en compte à la conception.

ANNEXE 1Comparaison de deux schémas d'alimentation
en eau de secours des générateurs de vapeur1 - Présentation de l'étude

Cette étude avait pour but de comparer un schéma d'alimentation en eau de secours de 4 x 100 % (schéma A) à un schéma 8 x 50 % (schéma B).

- Schéma A (présenté en figure 1) :

Les quatre pompes permettant d'assurer quatre fois le débit nécessaire en cas de perte du poste d'eau sont en fait deux turbopompes et deux motopompes : l'entraînement des pompes est diversifié.

- Schéma B (présenté en figure 2)

Les huit pompes sont associées à deux systèmes séparés (B_1 : 4 x 50 % et B_2 : 4 x 50 %).

Trois hypothèses ont été retenues sur ces systèmes :

* conception totalement diversifiée :

Schéma A : aucun défaut de cause commune entre moto et turbopompe, mais défaut de cause commune d'ordre 2 (entre les 2 motopompes et entre les 2 turbopompes).

Schéma B : aucun défaut de cause commune entre les 2 systèmes 4 x 50 % mais des défauts de cause commune d'ordre 4 dans chaque système.

* conception partiellement diversifiée :

Schéma A : défaut de cause commune entre motopompe et une turbopompe car les pompes sont les mêmes.

Schéma B : défaut de cause commune entre B_1 et B_2 , d'où la prise en compte de modes communs d'ordre 7.

* conception non diversifiée

Schéma A : défaut de cause commune entre motopompes et turbopompes comme entre motopompes.

Schéma B : défaut de cause commune entre B_1 et B_2 .

2 - Résultats

L'étude de fiabilité a été réalisée pour une mission d'une quinzaine d'heures et a donné les résultats suivants :

HYPOTHESES	PROBABILITE D'ECHEC DE LA MISSION	
	Schéma A	Schéma B
Conception totalement diversifiée	$1,4 \cdot 10^{-7}$	2,5 à $8 \cdot 10^{-8}$
Conception partiellement diversifiée	$9 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$
Conception non diversifiée	$4,2 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$

En comparant ces résultats, on peut en conclure que, compte tenu des incertitudes, il n'y a pas de différences significatives entre les deux schémas, à degré de diversification égal.

3 - Conclusion

Cette étude, de même que d'autres études effectuées sur ce sujet, permet d'avancer les conclusions suivantes :

- Les défaillances de mode commun ont un poids prépondérant dans la défiabilité des systèmes.
- La multiplication du nombre de matériels actifs n'améliore pas la fiabilité du système auquel ils appartiennent de façon significative, compte tenu du poids prépondérant des défaillances de mode commun.

En effet, les résultats de cette étude permettent de vérifier que le schéma B (4 trains) a, au mieux, une fiabilité 4 fois meilleure que le schéma A (2 trains), ce qui n'est pas significatif en matière de fiabilité (facteur 4 à comparer au facteur 500 de la sensibilité des résultats aux hypothèses).

- La diversification des systèmes est un des facteurs fondamentaux pour atteindre un haut niveau de fiabilité.
- La sensibilité des résultats aux hypothèses de base est très grande.

FIGURE 1

Schéma A

Débit d'eau de secours : 4 x 100%

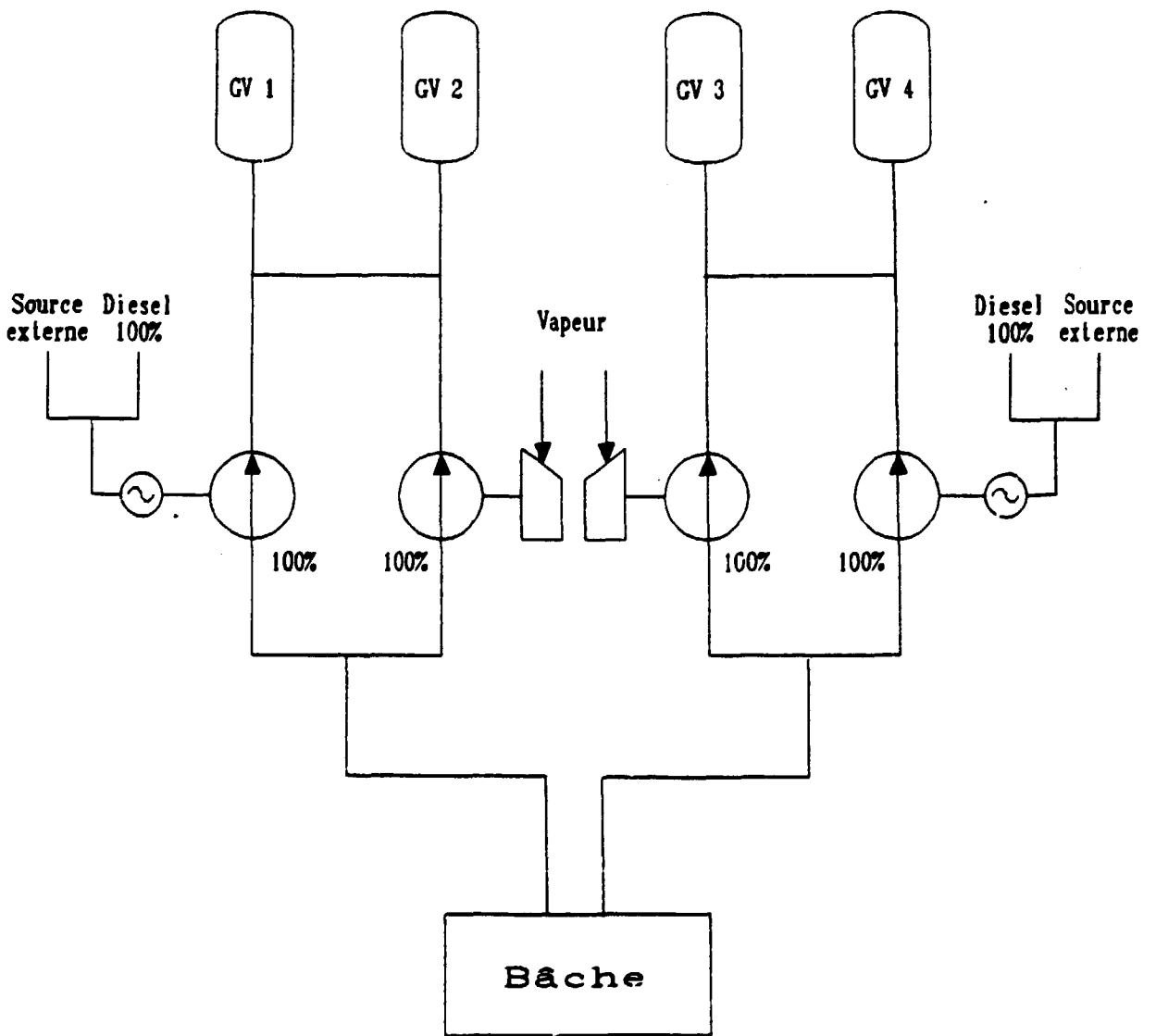
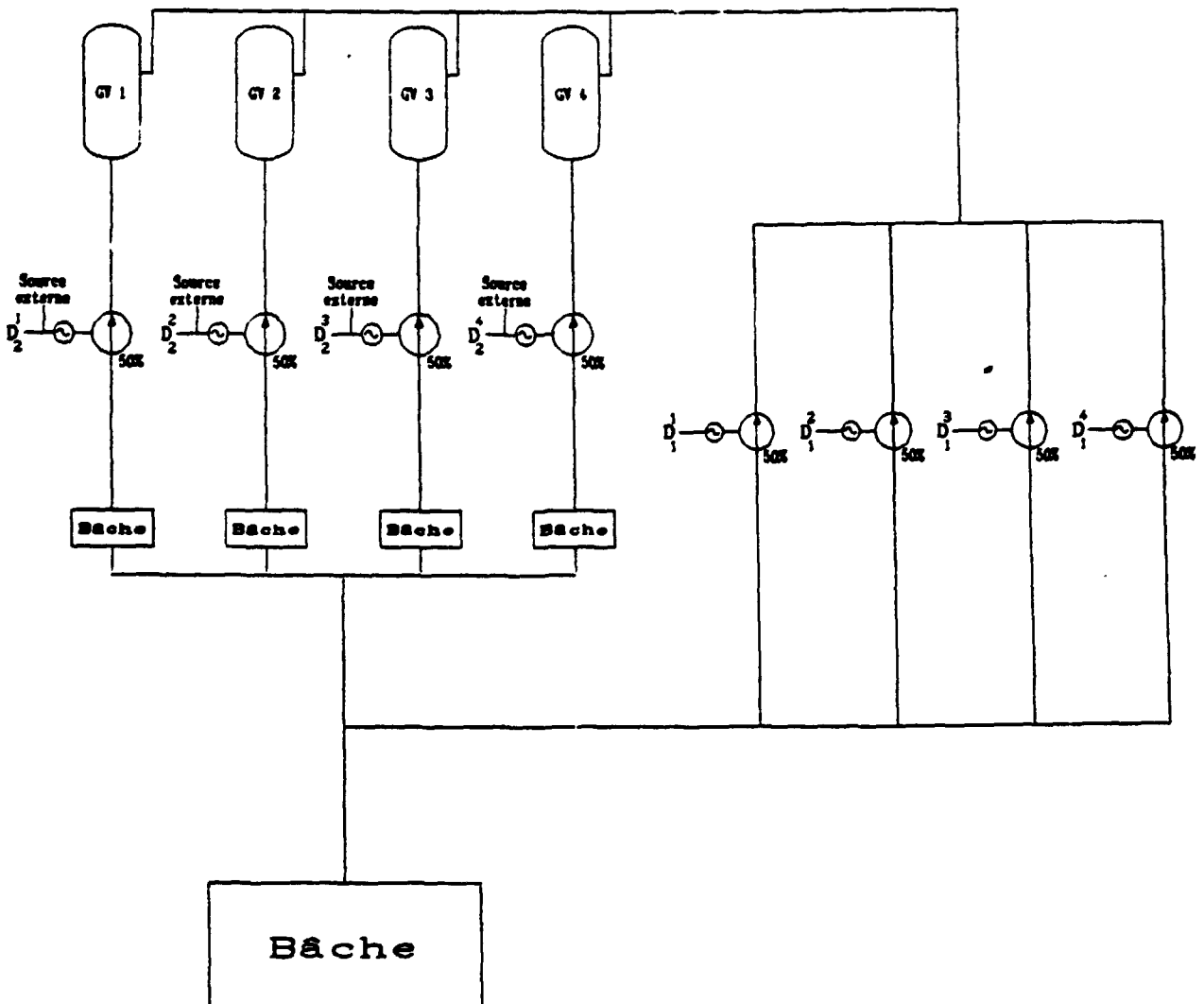


FIGURE 2

Schéma B

Débit d'eau de secours : 8 x 50%



ANNEXE 2Exemples d'analyse de situations de perte totale
de systèmes de sûreté redondants1 - Perte totale de l'eau alimentaire des générateurs de
vapeur

La règle de conduite H2 traite le cas enveloppe du fonctionnement en puissance. Elle est conçue pour que l'opérateur dispose du temps nécessaire à la bonne exécution dans le cas dimensionnant du point de vue délai "perte de l'eau alimentaire normale à 100% Pn".

La perte de l'alimentation normale (ARE) des générateurs de vapeur (GV) à 100% de puissance est suivie de l'arrêt d'urgence avec ordre de mise en service de l'alimentation de secours des GV (ASG).

L'entrée dans la procédure H2 se fait à partir de la prise en compte d'une alarme initiée par un niveau bas GV en 3/4.

L'opérateur sera en outre normalement au courant de la défaillance de ASG/ARE bien avant l'alarme H2 par :

- la surveillance habituelle des niveaux GV après arrêt d'urgence
- les nombreuses alarmes relatives aux défauts survenus aux pompes
- l'alarme de bas débit ASG.

La règle de conduite consiste à ouvrir volontairement les trois lignes de décharge du pressuriseur dès l'émission de l'alarme H2. L'ordre d'injection de sécurité (IS) est confirmé manuellement. Le circuit d'aspersion enceinte (EAS) est démarré automatiquement si la pression enceinte atteint 2,4 bar abs. ou manuellement selon le critère "température enceinte".

Si l'eau alimentaire est retrouvée, les lignes de décharge sont fermées et l'IS est arrêté.

Sinon on attend la baisse des température et pression primaires, due à la décroissance de la puissance résiduelle jusqu'aux conditions de passage sur RRA (177°C, 25 bar). Le circuit de réfrigération à l'arrêt est mis en service et l'IS arrêté.

Enfin, la tranche est passée en arrêt à froid. L'EAS est arrêté pour Pression enceinte < 1,1 bar, s'il a été mis en service.

Deux analyses d'indisponibilités, de l'ASG et du poste d'eau, ont permis à l'aide d'une étude probabiliste de perte de système de connaître la probabilité de l'initiateur perte totale de l'eau d'alimentation des GV soit $1,2 \cdot 10^{-5}$ /an pour le palier 1400 MW-N4.

Le risque associé, calculé par la méthode des arbres d'événements est de l'ordre de 10^{-9} /an, si l'on utilise la procédure H2.

2 - Perte totale des alimentations électriques de puissance

Dans le cas de la perte totale des alimentations électriques de puissance secourues, par perte des deux tableaux secourus 6,6 kV ou par perte totale des sources électriques internes et externes, tous les auxiliaires (secourus ou non) de la tranche sont perdus ; seuls sont conservés :

- la décharge de vapeur à l'atmosphère des GV (GCTa) dont l'alimentation en air est secourue par des réservoirs d'air.
- l'alimentation en eau des GV par turbopompes ASG,
- les sources de contrôle commande secourues par batterie.

Dans le cas où le circuit primaire est fermé, il convient d'assurer les deux fonctions suivantes :

- l'évacuation de la puissance résiduelle réalisée par les GV à l'aide de l'ASG et du GCTa.
- l'appoint en eau du circuit primaire et l'injection aux joints des pompes primaires.

La crainte, en ce qui concerne ce dernier point, est de voir les joints des pompes primaires se dégrader du fait de la concomitance de la perte de l'injection aux joints d'une part et du refroidissement de la barrière thermique d'autre part, puisque le RRI est indisponible.

Bien que des essais de tenue des joints de pompe primaire effectués dans ces conditions aient montré leur bonne tenue dans le temps, EDF a prévu de rétablir l'injection aux joints des pompes primaires à l'aide d'un moyen complémentaire constitué d'un groupe turboalternateur (LLS) servant à alimenter en électricité la pompe de test du circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV). Ceci permet en outre de conserver un moyen d'appoint en eau du circuit primaire et l'alimentation du contrôle commande nécessaire.

Dans le cas où le circuit primaire est ouvert, l'appoint en eau nécessite à moyen terme l'utilisation d'une motopompe thermique mobile aspirant au réservoir de stockage de l'eau des piscines (PTR) et refoulant vers le circuit primaire.

Ces moyens complémentaires permettent de maintenir la tranche en état sûr pendant un délai de quelques dizaines d'heures. Au delà, le retour de tension doit être assuré, soit par le rétablissement d'une source électrique externe, soit par une turbine à gaz, dernier moyen complémentaire prévu pour H3, dont la mise en oeuvre est requise en moins de 72 heures. L'option d'une turbine à gaz par site qui a été retenue par EDF permet la mise en oeuvre dans un délai beaucoup plus court (quelques heures).

De par l'importance que revêt l'état initial de fonctionnement par rapport à l'initiateur, deux règles de conduite ont été définies :

- H3.1 : perte totale des alimentations électriques secourues, RRA non connecté,
- H3.2 : perte totale des alimentations électriques secourues, RRA connecté.

L'entrée dans l'une de ces procédures se fait par l'intermédiaire d'une ou plusieurs alarmes de pertes de tension.

Les principaux résultats des études probabilistes associées sont les suivants pour le palier 1400 MW-N4 :

- a) la probabilité annuelle d'avoir à appliquer la procédure H3 est de l'ordre de 4.10^{-5} /tranche
- b) la probabilité du risque engendré par la perte totale des alimentations électriques secourues est de l'ordre de 10^{-7} /an x tranche, lorsque l'on tient compte de l'ensemble des moyens complémentaires et dans le cadre de la mise en oeuvre de la procédure H3.

Novembre 1987

DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire
DSE
DDS
IPSN
IPSN : M. SCHMITT
IPSN : M. CANDES
DRSN : M. BUSSAC
DRSN : M. PELCE
DAS/DIR
DERS Cadarache
SES Cadarache
SERE Cadarache
SIES Cadarache
SESRU Cadarache
SRSC Valduc
SEAREL
DPS/FAR + DPS/DOC : Mme BEAU
DPT/FAR
DSMN/FAR
CDSN/FAR : Mme PENNANEAC'H
UDIN/VALRHO
DEDR Saclay
DRNR Cadarache
DRE Cadarache
DER Cadarache
DEMT Saclay
DMECN/DIR Cadarache
DMECN Saclay
DRE/STT Grenoble
DRE/SETH Grenoble
Service Documentation Saclay :
Mme COTTON (3 ex.)
Service Documentation Cadarache :
Mme REY

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. CUREAU
Conseil Général des Mines : M. DE TORQUAT
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. LAVERIE (+ 3 ex.)
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR
Monsieur le Président du G.P.d. : M. GUILLAUMONT
Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : Mlle TISSIER
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 nucléaires : M. TANGUY
EDF / SEPTEN (2 ex.)
EDF / SPT
M. HOHLEFELDER } Bundes Ministerium für UMWELT, NATURSCHUTZ
M. BREEST } und REAKTORSICHERHEIT - BONN (RFA)
M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)
M. BIRKHOFFER - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
M. JAHNS - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
M. HAUBER - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
M. BECKJORD - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
M. E.A. RYDER - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)
M. J.S. Mc LEOD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)
M. GONZALES - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
M. José DE CARLOS - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)
M. E. HELLSTRAND - STUDSVIK ENERGITEKNIK AB -
Nuclear Division, Safety and System Analysis - NÄRKOPING (SUEDE)

Novembre 1987

M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria -
ENEA - ROMA (ITALIE)
M. P. VANNI - Direttore relazioni esterne e informazione -
ENEA - ROMA (ITALIE)
M. ZHANG YU MAN - National Nuclear Safety Administration (CHINE)
M. MA FUBANG, Director of the Nuclear Electricity Office - MIN (CHINE)
M. KANDA - MITI (JAPON)
M. EIICHI TSUJI - Science & Technology Agency -
Director of the Nuclear Safety Division (JAPON)
M. OKASAKI - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Division (JAPON)
M. FUKETA - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)

M. CHAVARDES (Attaché près de l'Ambassade de France aux Etats-Unis)
M. MORIETTE (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)
M. GOURIEVIDIS (Attaché près de l'ambassade de France en Chine)

COPIE (SANS P.J.)

SRDE
LEFH
BAIN
GCSR
SASR
SACP
SAEP
SGNR
SAREP
SAPN
SASICC
SASLU
SASLU/VALRHO
SEC
SAET
SAED
STAS
SASC
SAEG
SAM
SPI

M. WUSTNER (Attaché près de l'Ambassade de France en RFA)