



DIRECTION GÉNÉRALE  
DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE  
ET DE LA RADIOPROTECTION

Le Directeur général

DGSNR/SD2/N° 702 / 2002

Paris, le 15 juillet 2002

**ELECTRICITE DE FRANCE**  
**Monsieur le Directeur**  
**de la division production nucléaire**  
**Site Cap Ampère – 1 place Pleyel**  
**93 282 SAINT DENIS CEDEX**

**Objet :** Réexamen de sûreté VD2 du palier 1300 MWe

**Réf. :** Voir annexe 2

Monsieur le Directeur,

L'article 5 du décret du 11 décembre 1963 modifié prévoit qu'un réexamen de sûreté peut vous être demandé pour les installations nucléaires de base que vous exploitez. Pour les réacteurs à eau sous pression de 1300 MWe, ce premier réexamen de sûreté doit être réalisé en vue de leurs deuxièmes visites décennales (VD2) prévues à partir de 2005.

Je vous ai fait part, au mois de décembre 2000, de mon intention de recueillir l'avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires sur la première partie des études que vous avez transmises dans le cadre du réexamen de sûreté engagé sur les réacteurs de 1300 MWe. Cette consultation a eu lieu les 28 mars et 4 avril 2002.

Lors de ces réunions, le groupe permanent a notamment examiné les points suivants :

- le référentiel des exigences de sûreté applicables aux réacteurs de 1300 MWe avant leur deuxième visite décennale,
- les études de conformité,
- les études de réévaluation comprenant en particulier :
  - les règles d'études associées au cumul du manque de tension externe avec les situations de 2<sup>ème</sup> et 3<sup>ème</sup> catégories et aux situations du domaine complémentaire,
  - le référentiel environnement pour l'évaluation des conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement,
  - la démarche d'utilisation des études probabilistes de sûreté ainsi que les premiers résultats obtenus,
  - les revues de conception des systèmes.

Sans attendre les résultats de la prochaine consultation de ce même groupe permanent sur les études non encore examinées, j'ai souhaité vous faire part de ma position et de mes demandes sur les sujets qui ont déjà fait l'objet d'un examen.

### **Référentiel des exigences de sûreté :**

En ce qui concerne le référentiel des exigences de sûreté applicables aux réacteurs de 1300 MWe, je constate qu'il correspond à un état de modification dit "lot 93". Je considère que ce référentiel est globalement acceptable pour réaliser les vérifications de conformité, bien que certains sujets comme le classement des matériels importants pour la sûreté, la qualification aux conditions accidentelles de ces matériels et la protection contre l'incendie, soient encore en cours d'instruction.

### **Règles d'études des accidents :**

Compte-tenu des travaux effectués pour la redéfinition des règles et modalités d'études des accidents du domaine complémentaire, en cohérence avec les études probabilistes de sûreté, je considère que vos propositions en la matière sont acceptables.

Toutefois, s'agissant de la prise en compte du cumul du manque de tension externe (MDTE) dans les études d'accidents de 2<sup>ème</sup> et 3<sup>ème</sup> catégories, je considère, après analyse de votre démarche décrite dans la lettre en référence [2], que, quel que soit le type d'accident envisagé, les études doivent être réalisées selon les mêmes principes et doivent prendre en compte les incertitudes relatives aux données.

#### ***Demande n° 1 :***

***Aussi, je vous demande de me présenter, sous 2 ans, les études associées aux accidents de catégories 2 et 3 avec cumul de MDTE avec un taux de couverture de 95% sur les paramètres dominants, et de faire l'inventaire des situations qui ne respectent pas le critère de 4<sup>ème</sup> catégorie ; chacune de ces situations donnera lieu à une étude particulière d'appréciation des marges en tenant compte des corrélations pouvant exister entre les événements cumulés.***

### **Référentiel environnement :**

Après la réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 5 novembre 1998 et conformément à mes demandes en référence [3] et [4], vous m'avez transmis le référentiel environnement cité en référence [5].

Je considère que votre proposition d'évolution des modalités de calcul des conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement visant à utiliser des méthodes et hypothèses plus réalistes, n'est pas acceptable en l'état.

En effet, j'estime que l'acceptabilité de l'exploitation d'une installation doit reposer sur l'appréciation du niveau de défense en profondeur retenu et sur la vérification du caractère acceptable des conséquences radiologiques des situations accidentelles, qui doivent être aussi faibles que raisonnablement possible. L'estimation de l'activité rejetée dans le cas d'un accident de dimensionnement doit donc permettre de vérifier la robustesse de la conception fondée sur des critères technologiques de découplage ou sur des hypothèses du rapport de sûreté mises à jour, intégrant le retour d'expérience en exploitation et l'amélioration des connaissances.

A cet égard, les mêmes règles d'étude doivent être prises pour l'évaluation des conséquences radiologiques des accidents et pour les études des accidents de dimensionnement présentées dans le rapport de sûreté. Le calcul de l'activité rejetée doit prendre en compte des hypothèses et méthodes enveloppes. La sensibilité aux valeurs des paramètres importants et aux hypothèses prises en compte doit quant à elle être étudiée et présentée dans le rapport de sûreté, en particulier pour l'étude de l'accident de RTGV.

Par contre, l'évaluation de l'impact radiologique sur l'homme et sur l'environnement (dispersion de l'activité rejetée, transfert des produits radioactifs dans la chaîne alimentaire, calcul des doses) doit être réalisée avec des hypothèses et méthodes dites "réalistes".

***Demande n° 2 :***

***Dans ces conditions, je vous demande de prendre en compte les mêmes règles d'étude pour l'évaluation de l'activité rejetée dans l'environnement et la réévaluation des études des accidents de dimensionnement présentés dans le rapport de sûreté.***

***La sensibilité aux valeurs des paramètres importants et aux hypothèses prises en compte devra être étudiée et présentée dans les rapports de sûreté, en particulier pour l'étude de l'accident de RTGV.***

***Demande n° 3 :***

***L'évaluation de l'impact radiologique sur l'homme et sur l'environnement (transfert de l'activité rejetée hors de l'enceinte dans l'atmosphère, transfert des produits radioactifs dans la chaîne alimentaire, calcul de doses) que vous me présenterez devra être réalisée en tenant compte d'hypothèses et méthodes réalistes. A ce titre, elle devra être complétée par une justification de l'adéquation des situations modélisées aux situations réelles.***

***Les études que vous réaliserez devront en particulier indiquer :***

- les valeurs de dose par ingestion calculées avec et sans mise en œuvre de contre-mesures pendant la première année,***
- des évaluations de dose en fonction notamment des classes d'âge ainsi que de la durée d'intégration des doses.***

**Etudes probabilistes de sûreté :**

S'agissant des études probabilistes de sûreté (EPS), la démarche utilisée pour le réexamen de sûreté du palier 1300 MWe, décrite dans la note en référence [6], s'articule en trois points : l'établissement du référentiel EPS, l'examen du retour d'expérience et l'évolution de ce référentiel. Seuls les deux premiers points ont pu être analysés, et permettent de conclure que la démarche est acceptable sous réserve d'être complétés par l'examen des séquences fonctionnelles et élémentaires dominantes.

L'analyse des séquences prépondérantes de l'EPS 1300 MWe est toujours en cours d'instruction. Pour certaines d'entre elles, des compléments d'études devront être transmis suffisamment tôt pour permettre leur analyse avant la prochaine réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires consacrée au réexamen de sûreté du palier 1300 MWe. Je note qu'en application de votre démarche, vous avez réalisé une analyse approfondie de deux séquences prépondérantes : il s'agit de celle relative à la défaillance de l'arrêt automatique du réacteur par blocage mécanique des grappes et de celle concernant la défaillance de cause commune des tableaux électriques secourus (tableaux LH) de 6,6 kV. Pour cette dernière, je prend acte de votre proposition de modification visant à pallier la défaillance survenant lorsque le réacteur est en puissance et que le turbo-alternateur est couplé au réseau.

En ce qui concerne les modèles d'évaluation probabiliste de la fiabilité humaine, un effort particulier devra être porté pour conforter par une base expérimentale suffisante les modèles utilisés.

Vous trouverez en annexe 1 mes demandes complémentaires sur ce point.

### **Revue de conception :**

Dans le cadre de ce réexamen de sûreté, vous avez engagé des revues de conception sur un certain nombre de systèmes essentiels, visant à faire le bilan des problèmes rencontrés sur certaines études, de ceux relatifs à la conception même des systèmes ou de ceux mis en évidence par le retour d'expérience en exploitation.

Pour ce qui concerne les systèmes de ventilation, les conclusions de cette revue, que vous avez réalisée en 1999 et qui a été principalement axée sur les fonctions essentielles de ces systèmes (confinement des locaux et conditionnement thermique de ceux-ci), m'ont été transmises par votre courrier en référence [7].

Vis-à-vis des hypothèses retenues pour le dimensionnement, je constate que différentes températures extérieures ont été définies, liées dans certains cas aux sites et dans d'autres cas au type de réacteur (P4 ou P'4). Je considère que les températures extérieures de dimensionnement du système de ventilation doivent être cohérentes avec les températures relevées à proximité des sites.

Je vous rappelle que par mon courrier en référence [8], je vous ai demandé de me fournir des éléments d'appréciation relatifs aux températures extérieures maximales observées sur chaque site du parc électronucléaire ainsi que les fréquences de dépassement des températures de dimensionnement.

#### ***Demande n° 4 :***

***Par conséquent, je vous demande de répondre sous deux mois à ma précédente demande et d'analyser, sous un an, les difficultés rencontrées et les parades mises en œuvre sur les sites pour respecter les températures maximales attendues dans les locaux.***

***Je vous demande également de préciser, sous deux ans, la démarche de réévaluation de la température maximale extérieure à prendre en compte et les dispositions à prendre pour gérer les conséquences des dépassements éventuels des températures maximales extérieures retenues dans le dimensionnement des systèmes de ventilation.***

Enfin, au plan général, je prend acte des premiers éléments de réponse que vous avez transmis ainsi que des actions que vous avez prévu d'engager, au vu des propositions d'action transmises par les courriers en référence [9], [10] et [11], et pour lesquels je souhaite faire un point d'avancement régulier. Compte tenu des échéances envisagées, une périodicité de six mois pourrait être retenue, avec un premier point au mois de septembre 2002.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur, l'expression de ma considération distinguée.

**Le Directeur général  
de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection,**

**Signé : André-Claude LACOSTE**

**DEMANDES COMPLEMENTAIRES**  
**RELATIVES AUX ETUDES PROBABILISTES DE SURETE (EPS)**

**I. Séquence fonctionnelle ATWS du type "échec de l'arrêt automatique du réacteur par blocage de grappes" :**

Plusieurs événements de type "blocage de grappes" sont intervenus ces dernières années, qui ont conduit à une augmentation sensible de la fréquence de cette séquence fonctionnelle. Si la mise en place d'une solution palliative peut être envisagée, un traitement des causes relatives à l'augmentation de la fréquence de cette séquence apparaît plus opportun.

*Demande n° 5 :*

*Je vous demande de me transmettre, avant la fin 2003, une analyse détaillée de l'expérience d'exploitation relative aux problèmes de blocage et de dégradation des grappes, permettant de confirmer l'efficacité de l'ensemble des mesures de conception et d'exploitation prises pour éviter le renouvellement de ces événements.*

**II. Séquence fonctionnelle du type "défaillance de cause commune des tableaux électriques LH" :**

En ce qui concerne les séquences initiées dans l'état "d'arrêt pour intervention", primaire entrouvert, je constate que cet état contribue pour 12% à la fréquence d'endommagement du cœur consécutive à un mode commun de défaillance des tableaux électriques LH, avec une fréquence de  $2.10^{-7}$  par année et par réacteur, valeur que vous considérez comme acceptable et qui vous conduit à ne pas envisager, a priori, de modification.

Cependant, des fuites directes de l'enceinte interne pourraient se produire suite à la perte du système EDE consécutive à la perte des deux tableaux LH.

*Demande n° 6 :*

*Aussi, je vous demande de compléter votre analyse et, si nécessaire, de définir et de justifier, dans des délais compatibles avec la définition des modifications du lot VD2, une parade à mettre en œuvre, lors des phases d'arrêt pour intervention avec le circuit primaire entrouvert, en cas de perte par défaillance de cause commune des tableaux LH qui pourrait conduire à des rejets significatifs compte tenu de l'état du confinement et des systèmes associés.*

**III. Séquences relatives à un "incident réseau généralisé" (IRG) :**

Lors de l'instruction du dossier relative à l'incident réseau généralisé, vous vous êtes engagé à prendre en compte cet initiateur dans les études probabilistes de sûreté. Cette intégration a été réalisée dans le cadre de l'EPS 1300 MWe et conduit à une fréquence d'endommagement du cœur estimée à  $1,5.10^{-7}$  par an et par réacteur.

***Annexe 1 au courrier DGSNR/SD2/N°0702/2002***

L'analyse de cette EPS a mis en évidence que la modélisation des séquences induites par un incident réseau généralisé ne prenait pas en compte les conséquences de cet initiateur sur la totalité des réacteurs d'un site mais seulement sur un seul. De plus, vous n'avez pas justifié à la valeur de 3 heures retenue pour la récupération du réseau suite à un tel incident.

**Demande n° 7 :**

*Compte tenu du fait qu'un incident réseau généralisé (IRG) est susceptible d'affecter l'ensemble des tranches 1300 MWe d'un site, je vous demande, en complément à l'étude probabiliste de sûreté relative à cet initiateur, d'évaluer sous deux ans l'impact des défaillances éventuelles des générateurs diesel de ces tranches, de la gestion des matériels partagés entre celles-ci, ainsi que des aspects liés à l'organisation de la conduite sur le site.*

*De plus, compte tenu des incertitudes liées au temps de retour de la tension à associer à cet initiateur, je vous demande d'intégrer à votre EPS, dans le même délai, une étude de sensibilité sur le temps de retour du réseau, afin de vérifier l'absence d'effet falaise sur les résultats de l'évaluation. Cet examen devra être complété par une estimation probabiliste des différentes séquences identifiées.*

**IV. Séquences relatives à la perte de la source froide :**

Comme pour l'incident réseau généralisé, cet initiateur présente la particularité de pouvoir affecter l'ensemble des réacteurs d'un site. A la suite de l'incident survenu à la centrale nucléaire du Blayais le 27 décembre 1999, je vous avais demandé " d'étudier la gestion de la perte totale de la source froide sur l'ensemble des tranches d'un même site compte tenu de la durée envisageable de celle-ci" et de vérifier "l'adéquation des procédures existantes à ce jour ainsi que celle de l'organisation correspondante".

**Demande n° 8 :**

*Je vous demande donc d'étendre, pour fin 2004 au plus tard, les études aux autres situations envisageables de perte totale de la source froide.*

**V. Evaluation probabiliste de la fiabilité humaine (EPFH) :**

Dans le cadre du réexamen de sûreté en cours sur le palier 1300 MWe, une évaluation du modèle EPFH a été engagée, notamment à la suite de la mise en place de la conduite accidentelle de type "approche par états" (APE) en remplacement de la conduite de type "événementiel".

Dans ce contexte, je constate que les améliorations de conduite apportées sur le nouveau jeu de procédures du type « APE généralisée » du palier 1300 MWe se traduisent par une réduction des probabilités d'échec appliquée à certains paramètres fondamentaux du modèle "EPFH 1300 APE P4". Je note que les justifications correspondantes sont essentiellement basées sur des arguments qualitatifs par rapport aux modèles précédents (APE P4 et modèle événementiel). J'estime que la validation d'un modèle EPFH avec les procédures APE doit reposer pour ce qui concerne les paramètres fondamentaux sur des essais expérimentaux, par exemple des essais de "mise en situation".

**Demande n° 9 :**

*En conséquence, je vous demande d'effectuer des essais en nombre suffisant et d'examiner les causes d'erreurs pour améliorer les modèles EPFH présents ou futurs, utilisés ou à utiliser, avec les procédures APE; vous me transmettez d'ici fin 2002 votre proposition de programme de travail à ce sujet.*



**Courriers en référence :**

- [1] Lettre DSIN/GRE/SD2/N° 271-2000 du 28/12/2000
- [2] Lettre EDF-SEPTEN/FC/L/96-177 du 09 juillet 1996
- [3] Lettre DSIN-GRE/SD2/n°0041/2000 du 16 mars 2000 - Conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement
- [4] Lettre DSIN/GRE/SD2.5/n°203/96 du 15 mai 1996
- [5] Note EDF E N SN/00 00404 indice B – Définition d'un référentiel « Conséquences radiologiques » pour les accidents de dimensionnement du parc
- [6] Note d'étude E-N-S-FC/97.00168 indice B du 24/07/2000 – Démarche d'utilisation des EPS pour le réexamen de sûreté du palier 1300
- [7] Courrier EDF SN/00-184 TRD/SAM du 19/01/2001 : Réexamen de sûreté 1300 - Revues de conception
- [8] Lettre DSIN/GRE/SD2/N° 192-2001 du 19/09/2001

**Propositions d'actions :**

- [9] Télécopie EDF PI/DPN AS 02'025 du 18 mars 2002,
- [10] EDF PI/CIPN SN 02/073 du 20 mars 2002,
- [11] EDF PI/CIPN SN 02/083 du 22 mars 2002.