



DIRECTION DES CENTRALES NUCLEAIRES

Montrouge, le 18 juillet 2014

**Réf. : CODEP-DCN-2014-018653****Monsieur le Directeur  
Division Production Nucléaire  
EDF  
Site Cap Ampère – 1 place Pleyel  
93 282 SAINT-DENIS CEDEX****Objet : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe  
Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3 1300)  
Référentiel criticité**

- Réf. :**
- [1] Note d'étude EDF EMESN090047 indice D du 12 avril 2011
  - [2] Lettre EDF ENSN030052 du 3 janvier 2003
  - [3] Lettre EDF D4008.10.11.08/0567 du 7 novembre 2008
  - [4] Arrêté ministériel du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base.
  - [5] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
  - [6] Lettre ASN Dép-DCN-0293-2007 du 27 août 2007
  - [7] Lettre EDF/SN - D305513019785 – SWR/INI du 5 juillet 2013

Monsieur le Directeur,

Par note citée en référence [1], transmise dans le cadre du réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs de 1300 MWe (VD3 1300), vous avez présenté le programme de travail sur les thèmes du réexamen de sûreté. Le référentiel criticité que vous avez transmis par lettre citée en référence [2], et que vous avez mis à jour par le courrier en référence [3], fait partie de ces thèmes.

\*

Le référentiel criticité a pour objet de préciser, pour tous les réacteurs nucléaires en service, les dispositions prises pour éviter la survenue d'un accident de criticité dans le bâtiment du combustible et dans le bâtiment du réacteur lorsque la cuve du réacteur est ouverte. Dans ces conditions d'exploitation, le référentiel criticité visait à satisfaire aux exigences de l'article 45 de l'arrêté ministériel du 31 décembre 1999 en référence [4], abrogé depuis la mise en application de l'arrêté du 7 février 2012 en référence [5]. L'article 3.4 de ce dernier arrêté stipule en particulier qu' « *au titre de la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne, l'exploitant démontre que les dispositions prises permettent de prévenir le risque de criticité lorsque cette dernière n'est pas recherchée* ». Une décision et un guide de l'ASN vont prochainement préciser ces exigences et les moyens d'y satisfaire.

\*

Par lettre citée en référence [6], l'ASN vous indiquait qu'elle n'avait pas d'objection à la mise en place du référentiel criticité transmis par lettre citée en référence [2] sous réserve de la prise en compte de plusieurs demandes, parmi lesquelles la « *mise en application de ce référentiel lors des réexamens de sûreté associés aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, aux premières visites décennales des réacteurs de 1450 MWe et aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe* ».

L'ASN considérait également dans cette lettre que les dispositions relatives aux risques de criticité avaient vocation à être intégrées aux rapports de sûreté. L'ASN vous a ainsi demandé de « *décliner le référentiel de criticité, en particulier les règles d'études et la liste des situations considérées, dans les rapports de sûreté à l'occasion de leur prochaine édition* ». L'ASN vous demandait, de plus, de « *faire figurer dans les rapports de sûreté les hypothèses et les conclusions des études de criticité, ainsi que les dispositions de conception ou d'exploitation qui en résultent, que celles-ci soient générales ou spécifiques à un palier ou à un réacteur* ». Enfin, l'ASN vous demandait de faire figurer dans les rapports de sûreté des réacteurs le traitement de la chute des emballages de transport du combustible.

\*

La concentration en bore requise dans les états d'arrêt du réacteur lorsque la cuve est ouverte (arrêt pour intervention API et arrêt pour rechargement APR) est déterminée à l'issue de l'analyse des situations suivantes :

- dilution incontrôlée d'acide borique ;
- retrait accidentel des grappes lors de la levée du couvercle ou des équipements internes supérieurs de la cuve ;
- mauvais positionnement d'un assemblage de combustible dans le cœur.

Ces situations sont considérées dans le référentiel criticité pour les études de criticité dans le bâtiment du réacteur lorsque la cuve est ouverte.

\*

\*      \*

L'ASN a réalisé, avec le concours de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, l'instruction de votre dossier d'études relatives au référentiel criticité dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe. À la suite de cette instruction, l'ASN considère que les critères d'acceptabilité portant sur la maîtrise de la réactivité, utilisés dans l'étude des situations considérées dans le référentiel criticité pour le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, doivent être définis et mentionnés dans le chapitre III du rapport de sûreté au même titre que les autres critères applicables aux phases A et B des conditions de fonctionnement de référence (catégories 1 à 4). L'ASN estime que ces critères d'acceptabilité, qui caractérisent les marges en réactivité retenues, devront être gradués en fonction de l'existence ou de l'inexistence de moyens de détection et pour tenir compte de l'indisponibilité de l'arrêt d'urgence du réacteur.

De manière générale, l'ASN estime que les études de maîtrise de la réactivité relatives aux situations considérées dans le référentiel criticité dans le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, doivent figurer parmi les études des conditions de fonctionnement de référence du rapport de sûreté.

Ces deux points font l'objet des demandes A1 et A2 de l'annexe 1 au présent courrier. Celles-ci sont à prendre en compte pour les réexamens à partir du réexamen VD3 1300.

### **Risque de criticité associé à la chute des emballages de transport du combustible**

L'ASN note que les études consacrées à la manutention des emballages de combustible que vous avez transmises ne sont pas limitées aux réacteurs de 1300 MWe. Elles concernent également les réacteurs nucléaires des autres paliers. L'ASN considère que les éléments que vous avez apportés ne permettent pas de statuer sur l'exhaustivité des cas de chargement susceptibles d'être rencontrés sur les sites au regard des certificats d'agrément de transport délivrés à ce jour (combinaison des différents types d'emballage, de paniers et de combustibles). Ce point fait l'objet de l'observation C en annexe 2 au présent courrier.

Les études de sûreté consacrées à la manutention des emballages de combustible neuf que vous avez transmises n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN.

Les études de sûreté consacrées à la manutention des emballages de combustible utilisé n'appellent pas non plus de remarque de la part de l'ASN, hormis celle relative aux réacteurs nucléaires du palier CP0. En effet, vous indiquez que l'analyse du risque de criticité pour cette situation sur le palier CP0 s'appuie sur les études réalisées pour le palier CPY en fosse de chargement.

L'ASN considère que l'étude du risque de criticité relatif à cette situation sur le palier CP0 ne peut être couverte par l'étude réalisée pour le palier CPY, les matériels équipant le palier CPY étant spécifiques. Ce point fait l'objet de la demande B en annexe 1 au présent courrier, à prendre en compte à l'occasion du réexamen VD4 900.

L'ASN a noté que l'enrichissement maximal en  $^{235}\text{U}$  du combustible à base d' $\text{UO}_2$  pris en compte dans vos études du risque de criticité relatif à la chute d'un emballage de combustible utilisé dans le bâtiment du combustible était différent selon la configuration de calcul étudiée. Ce point fait l'objet de l'observation D en annexe 2 au présent courrier.

\*  
\*      \*

Enfin, l'ASN constate que certaines demandes faites dans la lettre citée en référence [6] restent encore sans réponse à ce jour. Elles concernent les scénarios de chute d'un assemblage en fond de piscine suivie du percement de la peau d'étanchéité et la qualification des logiciels de calcul scientifique que vous utilisez pour les études de criticité relatives aux scénarios dans le bâtiment du combustible. L'ASN a noté dans votre courrier cité en référence [7] que l'étude citée en amont serait disponible à la fin de l'année 2014. Vous n'avez pas proposé d'échéance, par contre, pour la transmission d'éléments correspondant à la qualification des logiciels de calcul scientifique.

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

Le directeur de la DCN,

**Thomas HOUDRÉ**

## Demandes de l'ASN

### A. Demandes concernant le statut des études du risque de criticité dans le bâtiment du réacteur vis-à-vis du rapport de sûreté

Les situations analysées dans le référentiel criticité vis-à-vis du risque de criticité dans le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, sont les suivantes :

- la diminution accidentelle de la concentration en bore de l'eau de la piscine ;
- le retrait accidentel des grappes de commande ;
- l'erreur de rechargement ou le mauvais positionnement d'un assemblage combustible dans le cœur.

Ces situations font partie des situations de référence pour lesquelles le chapitre III-4.3.1 du rapport de sûreté décrit les règles générales à appliquer pour les études d'accidents. Tout transitoire étudié à ce titre est décomposé en trois phases successives :

- la phase A, comprise entre l'instant initial de l'accident et l'instant de la première intervention d'une protection ou de la première action manuelle consécutive à une fiche d'alarme (dans ce deuxième cas, la phase B ci-après n'existe pas) ;
- la phase B, comprise entre l'instant de la première intervention d'une protection et l'instant de la première action manuelle ;
- la phase C, comprise entre l'instant de la première action manuelle et l'atteinte de l'état d'arrêt sûr.

Les situations de fonctionnement sont réparties en quatre catégories de fonctionnement pour lesquelles des objectifs relatifs à l'intégrité des trois barrières de confinement (gainage du combustible, enveloppe sous pression du circuit primaire principal, enceinte de confinement) sont définis. Ces objectifs sont gradués de telle sorte qu'aux conditions de fonctionnement les plus probables correspondent les exigences les plus sévères.

Des phénomènes physiques limitatifs susceptibles de porter atteinte à l'intégrité des barrières de confinement sont associés à ces objectifs de sûreté. Des critères d'acceptabilité adaptés à ces phénomènes physiques sont définis pour juger, à travers les résultats des études, de l'atteinte des objectifs de sûreté.

L'étude des phases A et B des conditions de fonctionnement de référence permet de démontrer qu'avec les points de consigne choisis les systèmes de protection et de sauvegarde interviennent suffisamment tôt pour assurer le respect des critères d'acceptabilité.

L'ASN constate que les critères d'acceptabilité applicables aux phases A et B des conditions de fonctionnement de référence actuellement en vigueur ne portent pas sur la maîtrise de la réactivité mais que les critères d'acceptabilité associés aux études relevant du référentiel criticité dans le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, sont mentionnés dans le chapitre II-2.3 du rapport de sûreté VD3 1300 « Conception neutronique du cœur ».

**Demande A1 : L'ASN vous demande de définir des critères d'acceptabilité portant sur la maîtrise de la réactivité à appliquer à l'étude des situations considérées dans le référentiel criticité dans le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, et de les mentionner dans le chapitre III du rapport de sûreté au même titre que les autres critères applicables aux phases A et B des études de situations de fonctionnement de référence.**

**De plus, l'ASN vous demande de moduler ces critères selon l'existence ou l'inexistence de moyen de détection et pour tenir compte de l'indisponibilité de l'arrêt automatique du réacteur.**

En outre, l'ASN estime que les études de maîtrise de la réactivité relatives aux situations considérées dans le référentiel criticité dans le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, doivent figurer parmi les études des conditions de fonctionnement de référence du rapport de sûreté.

**Demande A2 : L'ASN vous demande également de faire figurer l'étude des situations considérées dans le référentiel criticité dans le bâtiment du réacteur, cuve du réacteur ouverte, parmi les études des conditions de fonctionnement de référence.**

## **B. Chute d'un emballage de combustible usé**

La chute d'un conteneur de transport fait partie des situations analysées dans le référentiel criticité vis-à-vis du risque de criticité dans le bâtiment du combustible.

Après examen de l'ensemble des situations de manutention des emballages de combustible usé et la prise en compte des études de fiabilité des ponts, EDF a indiqué que la chute d'un emballage sous le portique de site du Bugey figurait parmi les situations les plus défavorables au point de vue des conséquences potentielles pour tous les paliers.

EDF n'a pourtant pas étudié les conséquences de la chute d'un emballage de combustible usé en argumentant son choix :

- par la faible probabilité de défaillance des ponts lourds du palier CP0, de l'ordre de  $10^{-8}$ /réacteur/an ;
- et par le fait que l'analyse du risque de criticité pour cet accident sur le palier CP0, hors situation spécifique au portique de relevage, s'appuie sur les études réalisées pour le palier CPY en fosse de chargement.

L'ASN considère que l'étude du risque de criticité relatif à cette situation ne peut être couverte par l'étude correspondante réalisée par EDF pour le palier CPY, les matériels équipant le palier CPY étant spécifiques. Cette considération amène l'ASN à faire la demande suivante :

**Demande B : L'ASN vous demande d'étudier les conséquences, en termes de criticité, de la chute d'un emballage de combustible usé dans le bâtiment du combustible des réacteurs nucléaires du palier CP0.**

## Observations de l'ASN

### **C. Manutention des emballages de combustible**

EDF a fourni, dans le cadre du réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs de 1300 MWe, un ensemble d'études du risque de criticité par chute d'un emballage de transport. Le dossier transmis par EDF porte sur la manutention sur site d'un type d'emballage de transport de combustible neuf à base d'UO<sub>2</sub> (FCC3) et de certains emballages de transport de combustible usé UO<sub>2</sub> ou MOX (TN12-2, TN112 et TN13-2 associés respectivement aux paniers 927, 112A et 929).

L'ASN considère que la justification d'EDF concernant le risque de criticité lors de la manutention d'emballage dans le bâtiment du combustible est valable a priori uniquement pour les emballages, chargements et assemblages de combustible définis dans ces études.

Les certificats d'agrément des modèles de colis mentionnent néanmoins plusieurs combinaisons de paniers et de types de combustible pour chaque modèle de colis, pour lesquelles EDF n'a pas présenté d'étude du risque de criticité durant la manutention.

**Observation C : L'ASN considère qu'EDF devrait vérifier que ses études du risque de criticité par chute d'un emballage de transport couvrent l'ensemble des opérations de manutention des emballages de combustibles (neufs et usés) incluant toutes les configurations (type d'emballage, de panier et de combustible) susceptibles d'être rencontrées sur les réacteurs nucléaires en fonctionnement.**

### **D. Chute d'un emballage de combustible usé en fosse de chargement**

Les calculs effectués dans les études de criticité relatives à la chute d'un emballage de combustible usé en fosse de chargement distinguent quatre configurations différentes, selon l'intégrité des assemblages, la présence d'eau borée ou d'eau pure dans l'emballage, le confinement des pastilles sorties des assemblages endommagés dans le panier ou dans le plénum inférieur de la cavité dans l'assemblage.

L'ASN note que la valeur d'enrichissement maximal en <sup>235</sup>U du combustible à base d'UO<sub>2</sub> retenue par EDF dans le cas de la chute d'un emballage de type TN13-2, destiné au transport des combustibles usés des réacteurs des paliers de 1300 MWe et 1450 MWe, diffère selon la configuration étudiée. Elle est égale à 4,05 % pour trois configurations et égale à 4,3 % pour une configuration.

**Observation D : L'ASN considère qu'EDF devrait vérifier que la valeur de l'enrichissement maximal en <sup>235</sup>U à 4,05%, retenue dans ses études de criticité relatives à la chute d'un emballage de combustible usé en fosse de chargement, est enveloppe des combustibles à base d'UO<sub>2</sub> transportés dans des emballages de type TN13-2.**