



**DIRECTION GENERALE  
DE LA SÛRETÉ NUCLEAIRE  
ET DE LA RADIOPROTECTION**

**Le directeur général**

**Monsieur le directeur  
De la branche énergie  
ELECTRICITE DE FRANCE  
Site Cap Ampère – 1 place Pleyel  
93 282 SAINT-DENIS CEDEX**

Paris, le 9 octobre 2003

**Objet :** Orientations du réexamen de la sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales.

**Réf. :** [1] Lettre DSIN/GRE/SD2/n° 34/2001 du 19 février 2001  
[2] Lettre DGSNR/SD2/n° 351/2002 du 6 mai 2002  
[3] Lettre EDF EMESN 030020 du 21 février 2003  
[4] Lettre EDF EMESN 030108 du 22 avril 2003  
[5] Lettre EDF EMESN 030128 du 15 mai 2003  
[6] Lettre EDF EMESN 030141 du 26 mai 2003  
[7] Lettre EDF EMESN 030146 du 5 juin 2003  
[8] Lettre EDF EMESN 030163 du 1er juillet 2003

Monsieur le Directeur,

En application de l'article 5 du décret du 11 décembre 1963 modifié, nous vous demandons de procéder au réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe pour leurs troisièmes visites décennales (ci-après désigné par "réexamen de sûreté VD3 900 MWe").

A l'instar des réexamens précédents, associés aux deuxièmes visites décennales, ce réexamen aura pour objectif :

- la vérification de la conformité des réacteurs à leurs exigences de sûreté actuelles, par l'intermédiaire d'études communes à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe et d'une vérification in situ de la conformité de chaque réacteur ;
- l'augmentation du niveau de sûreté des réacteurs sur la base d'exigences de sûreté plus récentes, selon une approche dite réévaluation de sûreté.

Le vieillissement des installations et les actions à réaliser à l'échéance des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe en vue d'une exploitation ultérieure font l'objet d'un traitement séparé défini par les courriers de l'Autorité de sûreté nucléaire en références [1] et [2].

Par vos courriers en références [3] à [8], vous avez transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire vos propositions pour la démarche générale, le contour et les orientations de ce réexamen, sur lesquels l'ASN a consulté le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs.

L'examen du Groupe permanent s'est fondé également sur la pratique internationale, le retour d'expérience et la comparaison aux exigences de sûreté du projet EPR.

A l'issue de cette consultation, nous considérons que ce réexamen de sûreté doit être mené conformément aux orientations données en annexe, en tenant compte des remarques qui suivent.

- Ce réexamen fait appel, pour une part importante, à des études dont l'intérêt, la faisabilité et le contour sont actuellement en cours d'instruction. C'est le cas en particulier du confinement et du traitement des conséquences des accidents graves. Une attention particulière devra être portée à la planification des études correspondantes afin que leurs conclusions soient apportées dans un délai compatible avec la définition et la hiérarchisation des actions ou éventuelles modifications à réaliser lors des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.
- Les études probabilistes de sûreté (EPS) ont vocation à être utilisées pour identifier les points faibles, et pour évaluer et hiérarchiser les éventuelles modifications nécessaires. A ce titre, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900 MWe, vous établirez une EPS de niveau 1 (étude probabiliste du risque de fusion du cœur) mise à jour, et une EPS de niveau 2 (étude probabiliste du risque de rejets radioactifs) et vous utiliserez l'EPS incendie développée par l'IRSN.
- A plus long terme (VD3 des réacteurs de 1300 MWe), l'introduction dans les EPS des risques de séisme et d'inondation est souhaitable. Cependant, compte tenu de la complexité des études correspondantes, cette possibilité n'est pas envisagée dans le cadre de ce réexamen de sûreté.
- L'utilisation de l'approche coût/bénéfice que vous avez proposée est acceptable dans son principe, comme outil de hiérarchisation et d'aide à la décision, mais nécessitera des échanges complémentaires.
- Des travaux récents menés au niveau international et en France tendent à montrer que le colmatage des filtres des puisards situés dans le bâtiment réacteur constitue un mode de défaillance possible des systèmes de sauvegarde d'injection de sécurité et d'aspersion dans l'enceinte en situation accidentelle. Le problème soulevé doit être évalué pour l'ensemble des réacteurs, de 900 MWe, de 1300 MWe et N4, et traité en priorité.
- L'introduction du concept de fuite avant rupture n'a pas été jugée suffisamment étayée à ce jour et ne sera pas retenue lors de ce réexamen.

Le programme de l'examen de conformité et le programme d'investigations complémentaires associé devront être discutés ultérieurement.

La définition du lot de modifications VD3 900 MWe devant intervenir début 2005 pour une implantation sur le réacteur tête de série lors de sa troisième visite décennale en 2008, vos études seront examinées par l'ASN et soumises en tant que de besoin à l'avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires durant le second semestre de 2004. Aussi une importance particulière devra être apportée au respect du délai de transmission de vos dossiers d'études. Nous rappelons en outre que le présent courrier ne modifie pas les demandes d'études et de modifications antérieures pouvant avoir un impact lors des VD3 des réacteurs de 900 MWe.

Enfin, vous voudrez bien transmettre à l'ASN une version révisée des rapports de sûreté standards et de sites qui seront examinés avant les troisièmes visites décennales des réacteurs.

Nous adressons à toutes fins utiles copie de ce courrier à Messieurs les directeurs de la division de la production nucléaire et de la division de l'ingénierie nucléaire.

Nous vous prions d'agréer, Monsieur le Directeur, l'expression de notre considération distinguée.

**Pour le ministre de l'Économie  
des Finances et de l'Industrie  
par délégation,  
le directeur général de la sûreté  
nucléaire et de la radioprotection,**

**Pour la ministre de l'Écologie  
et du Développement Durable  
par délégation,  
le directeur général de la sûreté  
nucléaire et de la radioprotection,**

signé par M. LACOSTE

A.-C. LACOSTE

signé par M. LACOSTE

A.-C. LACOSTE

**Orientations du réexamen de la sûreté des réacteurs de 900 MWe  
à l'occasion de leur 3ème visite décennale**

---

**1 – Agressions internes et externes**

La démarche s'attachera à réexaminer les risques d'agressions internes et externes et les règles de prise en compte de ces risques dans la démonstration de sûreté et à effectuer les modifications éventuelles susceptibles d'améliorer la sûreté des réacteurs.

**1.1 – Etude de défaillances simultanées d'équipements non dimensionnés au séisme**

La démarche "séisme événement" consistant à étudier l'agression de matériels classés au séisme par des matériels non classés au séisme sera complétée par une analyse des conséquences, en termes d'inondation interne, de la rupture simultanée de l'ensemble des bâches non classées au séisme situées dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN).

**1.2 – Prise en compte des inondations internes dans les états d'arrêt du réacteur**

Les agressions internes, en particulier le risque d'inondation interne, sont déjà étudiés pour les conditions de fonctionnement des réacteurs en puissance.

Le réexamen prendra en compte les risques d'inondations internes dans les états d'arrêts, pour les équipements et systèmes de sûreté qui pourraient être nécessaires dans ces états.

Il visera plus précisément à assurer que les locaux contenant des matériels intervenant dans des fonctions de sûreté qui doivent rester disponibles dans les états d'arrêt ont bien été étudiés dans les dossiers relatifs aux ruptures de tuyauteries à haute et moyenne énergie et aux inondations internes.

**1.3 – Explosions d'origine interne aux sites**

Il n'existe pas à ce jour de référentiel suffisamment complet pour traiter les risques liés aux explosions d'origine interne aux sites, à l'intérieur ou à l'extérieur des bâtiments, dans les rapports de sûreté des réacteurs de 900 MWe.

Vous déclinerez, dans un chapitre spécifique des rapports de sûreté les principes et les méthodologies permettant d'identifier et de traiter ces risques en prenant en compte l'ensemble des sources potentielles d'explosion et en mettant en oeuvre une démarche de vérification du caractère suffisant des dispositions retenues.

Par ailleurs les points suivants doivent faire l'objet d'une démarche de justification et le cas échéant de réévaluation de votre part. Il s'agira d'examiner :

- la suffisance des taux de renouvellement de l'air, applicables aux locaux du BAN et aux locaux des batteries. En particulier, vous préciserez les objectifs assignés à la ventilation en matière de concentration d'hydrogène dans les locaux, en précisant les scénarii de fuite associés ;
- la possibilité de cumuler dans les locaux à risque d'hydrogène, les exigences de ventilation et de présence d'un système électrique adapté aux atmosphères explosives : aujourd'hui, seule l'une ou l'autre de ces exigences est applicable dans les locaux du BAN ;
- les critères à associer à l'efficacité de la ventilation dans les locaux adjacents aux locaux à risque, s'ils peuvent collecter d'éventuelles fuites d'hydrogène, et la qualification des matériels électriques à rechercher pour ces locaux ;
- dans quelle mesure les casemates des réservoirs TEG peuvent assurer une protection des réservoirs en cas d'explosion de l'un d'entre eux ;
- la tenue au séisme des canalisations d'hydrogène, et des organes situés en amont et en aval de ces canalisations qui ne sont pas, par conception, dimensionnés au séisme.

#### **1.4 – Incendie**

En complément du plan d'action incendie (PAI) que vous déployez sur les réacteurs de 900 MWe, le risque d'incendie sera réexaminé sur les points suivants.

Dans une approche probabiliste, vous évalueriez l'importance des locaux critiques mis en évidence à ce jour par l'EPS incendie de l'IRSN par rapport au risque de fusion du cœur et d'éventuels rejets précoces. Cette évaluation devra permettre de cibler certains volumes, à la fois de feu et de sûreté, présentant des modes communs de défaillances ou équipés de dispositifs de protection contre l'incendie participant à la démonstration de sûreté.

Vous réviserez la courbe DSN 144, qui détermine les durées de feu en fonction de la charge calorifique d'un volume de feu, et son rôle dans la spécification des conditions de qualification des équipements en précisant, d'ici fin 2003, la démarche retenue et le calendrier associé. Vous procéderez à l'évaluation des marges existantes sur le dimensionnement des protections des modes communs de câblage et des moyens minimaux de conduite et vous proposerez le cas échéant les modifications nécessaires.

En fonction des enseignements tirés de l'analyse de la suffisance du référentiel de sûreté actuel, au travers des résultats de l'EPS incendie et de l'étude des marges relatives à l'application de la courbe DSN 144, vous déterminerez les dispositions complémentaires nécessaires pour renforcer la sûreté des installations.

Si ces dispositions reposent sur l'intervention de moyens humains, il conviendra de compléter les exigences existantes pour assurer l'efficacité de l'intervention humaine contre l'incendie par des exigences particulières, associées aux locaux pour lesquels la démonstration de sûreté doit être complétée, et d'apporter les éléments de justification.

Les résultats de votre programme d'action visant à réexaminer les effets de pression provoqués par un incendie sur l'intégrité de la sectorisation devront être exploités.

## 1.5 – Démarche de vérification sismique

La démarche de vérification sismique des ouvrages de génie civil et des matériels s'inscrit dans la continuité de celle retenue pour le réexamen de sûreté VD2 des réacteurs de 1300 MWe. Elle sera menée sur la base des spectres associés au séisme majoré de sécurité (SMS), calculés selon la RFS 2001-01 et en appliquant les demandes formulées dans le courrier DGSNR/SD2 n°0337-2003 du 2 juin 2003. Elle portera sur les critères et les méthodes utilisées pour le dimensionnement au séisme afin de les comparer aux nouvelles normes en vigueur et d'évaluer la nécessité de modifier les installations pour augmenter le niveau de sûreté des réacteurs.

Pour prendre en compte l'évolution des méthodes et des hypothèses de dimensionnement, les études suivantes seront en particulier effectuées :

- la vérification du comportement sous SMS des bâtiments électrique et périphérique ouest pour Bugey, Fessenheim, des bâtiments électrique et d'exploitation pour Chinon et Tricastin (dont le SMS enveloppe les spectres relatifs aux autres sites), en prenant en compte les effets de vibration, de torsion des bâtiments et l'impact sur les matériels ;
- l'analyse, dans le cadre d'une démarche séisme événement, du risque d'agression des bâtiments électriques par la salle des machines pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe.

Pour prendre en compte l'évolution des mouvements sismiques, seront examinés en particulier :

- le dimensionnement d'origine de tous les matériels et bâtiments de l'îlot nucléaire autres que les bâtiments étudiés ci-dessus du site de Chinon qui est le plus pénalisant du palier CPY ;
- les études de vérification menées au titre de la démarche "séisme événement" lors du réexamen de sûreté VD2 900 MWe pour le site de Chinon ;
- la vérification du comportement sous SMS des ouvrages de site pour lesquels le SMS réévalué dépasse le SMS de dimensionnement (Chinon, Dampierre et Gravelines).

Pour le site de Fessenheim, ce programme sera complété par l'analyse des conséquences sur le comportement des bâtiments combustibles (BK) sous séisme majoré de sécurité (SMS) réévalué selon la RFS 2001-01 :

- de l'évolution des règles, méthodes et critères de dimensionnement ;
- des modifications apportées aux bâtiments, matériels et équipements, depuis la mise en service.

Pour le site de Bugey, les spectres caractérisant les SMS, réévalués selon la RFS 2001-01, pourraient être supérieurs au spectre du séisme pris en compte pour le dimensionnement. Si tel est le cas, vous effectuerez une étude de vérification sismique de l'ensemble de l'îlot nucléaire, des matériels et équipements importants pour la sûreté, ainsi que des ouvrages de site classés sismiques, en prenant en compte l'évolution des règles, méthodes et critères de dimensionnement, et les modifications apportées aux bâtiments, matériels et équipements, depuis la mise en service.

## **1.6 – Robustesse des réacteurs et des sites vis à vis des agressions d'origine climatique**

Les agressions suivantes seront examinées :

- les vents forts ;
- les tornades ;
- les feux de forêts ;
- la neige ;
- le tarissement de la source froide ;
- le frasil ;
- les températures hautes de la source froide ;
- les températures hautes de l'air ;
- la foudre.

Pour les agressions d'origine climatique présentant des risques significatifs, la démarche utilisée comportera trois phases :

- une phase de détermination et de justification des chargements à retenir ;
- un bilan des dispositions effectivement prises ou prévues sur les sites pour les agressions climatiques auxquelles ils peuvent être soumis ;
- une analyse d'impact sur la sûreté et si nécessaire des études d'amélioration des moyens de prévention ou de gestion des conséquences des agressions concernées en prenant en compte les cas de cumul pertinents.

Concernant les tornades et les feux de forêts, vous transmettez les études vous amenant à considérer ces événements comme des risques résiduels.

Le risque de foudre sera traité dans le cadre défini par l'arrêté du 31 décembre 1999.

Des événements particuliers, tels que la période de sécheresse et de canicule de 2003, pourront amener à demander d'anticiper certaines démarches.

## **1.7 – Dérive de nappes d'hydrocarbures**

Le risque de dérive de nappes d'hydrocarbures sera examiné selon une démarche analogue au traitement des agressions climatiques.

## **1.8 - Autonomie des réacteurs et des sites vis-à-vis des agressions externes de mode commun**

Centrée sur la maîtrise à moyen et long terme des installations, l'étude comportera :

- une identification des agressions externes à considérer et un examen des conséquences sur la disponibilité à moyen terme de la source froide et des alimentations électriques externes en distinguant éventuellement les sites fluviaux et côtiers. On retiendra des durées significatives des agressions considérées et des délais de restaurations associés ;

- une caractérisation des situations enveloppes, de type perte de la source froide (situation H1), manque d'alimentation électrique externe (MDTE) et cumul des situations H1 et MDTE, et de leurs durées associées ;
- une analyse de robustesse en termes d'autonomie des réserves en eau et de fiabilité des sources électriques internes ;
- une identification des améliorations éventuelles de nature à augmenter l'autonomie des réserves en eau et la fiabilité des sources électriques internes.

## **2 – Etudes d'accidents et de leurs conséquences radiologiques**

L'objectif de la démarche sera d'examiner les modifications susceptibles d'augmenter le niveau de sûreté des réacteurs en améliorant la prévention des accidents, leur conduite ou la mitigation de leurs conséquences.

### **2.1 – Prise en compte du risque de surpression à froid**

En situation d'arrêt à froid du réacteur, le réexamen devra permettre de "pratiquement exclure" le risque de rupture de la cuve par surpression à froid dans tous les scénarios envisageables et notamment en cas de brèche sur le système de refroidissement.

A cet effet vous étudierez une modification permettant de disposer, à basse température, d'une protection contre les surpressions grâce aux soupapes du pressuriseur.

### **2.2 – Hypothèses des études d'accidents pour les phases long terme**

Pour la gestion à long terme (au delà de 24h) des accidents de dimensionnement impliquant la mise en service de l'injection de sûreté ou de l'aspersion de l'enceinte, une étude sera réalisée pour vérifier que l'hypothèse d'une fuite de 200 l/mn sur ces systèmes ne conduit pas à une diminution notable de leur efficacité et à une augmentation notable des conséquences radiologiques de l'accident (effet falaise), y compris si le délai d'isolement de cette fuite est porté de 30 minutes à 1heure.

Cette étude sera complétée par une analyse similaire, visant à vérifier l'absence d'effet falaise, en termes de conséquences radiologiques et de disponibilité des équipements, pour l'occurrence d'une fuite à court terme (avant 24h). A ce titre, il conviendra de postuler une fuite au moment où les chargements sont les plus importants pour les équipements concernés, par exemple lors de la mise en service de la recirculation.

### **2.3 – Rupture d'un tube de générateur de vapeur (RTGV)**

Le dimensionnement des systèmes de sûreté et des signaux de protection peut conduire à un débordement du générateur de vapeur affecté en cas de RTGV.

L'application de la décision DGSNR/SD5 du 23 janvier 2003 a fixé un objectif de non-débordement en eau des générateurs de vapeur en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur. En complément, pour le réexamen de sûreté, les solutions visant à augmenter le délai dont dispose l'opérateur pour isoler le GV affecté, annuler la fuite et isoler l'alimentation de secours du GV affecté devront être examinées.

### **2.4 – Accidents graves et conséquences radiologiques**

L'examen des accidents graves fait l'objet, pour tous les réacteurs du parc, de réunions spécifiques du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires consacrées aux accidents graves.

Votre proposition, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900 MWe, est de réaliser un premier référentiel d'exigences, d'apprécier la conformité des réacteurs à ce référentiel et de mettre à jour en conséquence le guide d'intervention en accident grave (GIAG).

Les aspects à analyser dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900 MWe concernent les fonctions jugées nécessaires à la mitigation des accidents graves et les mesures nécessaires à la gestion de l'accident. A ce titre, les points suivants seront traités :

- une analyse de l'intérêt et de la faisabilité de disposer de mesures d'activité en suspension dans l'enceinte de confinement en situation d'accident grave, de détection de la présence de corium dans le puits de cuve et de suivi de l'étanchéité du confinement ;
- une évaluation de la faisabilité des actions de conduite en local, sous l'aspect des conséquences radiologiques ;
- l'utilisation des EPS de niveau 2 pour évaluer la probabilité des scénarios d'accidents graves et les rejets potentiels correspondants. Ces analyses seront complétées par l'analyse des conséquences radiologiques de ces rejets ;
- la fiabilisation de la fonction recirculation. Le domaine de couverture au-delà du domaine de dimensionnement des diverses solutions envisagées sera explicité ;
- la première version du référentiel concernant essentiellement le maintien du confinement après un accident grave ;
- l'intégrité des systèmes de recirculation en tant qu'extension de la troisième barrière ;
- une analyse de l'impact du percement de la cuve ou de déflagrations locales sur le comportement des matériels nécessaires à la gestion d'un accident grave.

Ce programme pourra, le cas échéant, être complété à l'issue de la prochaine réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires consacrée aux accidents graves.

## **2.5 - Confinement**

Vous réaliserez l'examen du comportement de la troisième barrière de confinement au regard des aspects suivants :

- le confinement en situation post-accidentelle et notamment:
  - le désisolement des circuits intérieurs BR en situation post-accidentelle ;
  - la limitation des rejets via la bache PTR en situation post APRP ;
  - la caractérisation et le traitement des traversées sensibles ;
  - l'extension aux réacteurs de 900 MWe des analyses fonctionnelles engagées pour les réacteurs de 1300 MWe.
- le comportement des enceintes de confinement ;
- la conformité des systèmes de ventilation - filtration/ confinement.

L'ASN vous enverra prochainement des demandes complémentaires d'études sur le thème du confinement, études qui seront examinées dans le cadre d'une réunion spécifique du groupe permanent d'experts pour les réacteurs.

## **2.6 – Opérabilité des matériels H et U**

L'opérabilité des matériels appelés en condition de fonctionnement hors dimensionnement sera examinée en analysant la transposition des résultats des études réalisées pour le palier 1300 MWe dans le cadre du réexamen de sûreté VD2, incluant vos propositions d'actions faites lors des réunions du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires consacrées au réexamen de sûreté VD2 pour le palier 1300 MWe. Vous transmettez vos conclusions sur les éventuelles modifications à mettre en œuvre sur le palier 900 MWe dans le cadre du lot de modifications VD3.

## **2.7 – Réalimentation de la bêche ASG en cas de séisme**

L'examen des conditions de fonctionnement de dimensionnement a montré l'importance de la réalimentation de la bêche ASG par le SER pour la démonstration du maintien du réacteur dans un état sûr. Ce matériel classé IPS-NC n'est pas dimensionné au séisme.

Dans le cadre de ce réexamen de sûreté, une étude du gain, en termes de réduction de risque, qu'apporteraient des modifications visant à minimiser la probabilité de perte de la ré-alimentation de la bêche ASG et de passage en mode "gavé ouvert", en cas de séisme, sera effectuée.

## **2.8 – Instrumentation APE : informations de surveillance post-accidentelle (SPA)**

Les informations SPA sont utilisées pour orienter les opérateurs appliquant la conduite par états (APE).

Vous réaliserez des études relatives à :

- la vérification du niveau de tenue sismique du système REN/APG (mesures de l'état d'activité des générateurs de vapeur) ;
- l'amélioration du niveau de redondance des informations sur l'état des pompes primaires qui interviennent en fonction support de la mesure du niveau d'eau dans la cuve.

La prise en compte de l'analyse de la robustesse de l'APE et de sa cohérence avec les informations SPA pourront amener à compléter ce programme.

### **3 – Conception des systèmes**

La sélection des ouvrages de génie civil et des systèmes réexaminés est effectuée sur la base du retour d'expérience français et étranger et de l'enjeu pour la sûreté correspondant.

#### **3.1 – Vérification de la conception des ouvrages de génie civil**

Votre démarche devra permettre de vérifier la conformité de la conception des éléments de génie civil en vous concentrant sur les éléments ayant un fort impact sur la sûreté, en utilisant comme éléments de hiérarchisation :

- l'importance des ouvrages de génie civil de l'îlot nucléaire et des ouvrages de site dans l'accomplissement d'une fonction de sûreté : le confinement des matières radioactives, la protection contre les rayonnements, le supportage, la protection contre les agressions internes et externes d'éléments assurant eux-même une fonction de sûreté ;
- le retour d'expérience des affaires et études ayant mis en cause la conception des éléments de génie civil ;
- la nature des chargements accidentels et des agressions considérées dans les études de dimensionnement.

#### **3.2 – Fonctionnement du système de mesure de radioprotection (KRT)**

Le retour d'expérience montre un taux élevé d'indisponibilités affectant le système de mesures de radioprotection dans les domaines de la sûreté, de l'environnement et de la radioprotection des travailleurs.

Le réexamen devra viser l'amélioration de la fiabilité des chaînes de mesures et des circuits de prise d'échantillons, sous les angles de leur exploitation et de leur conception. La revue technique comprendra :

- l'examen du retour d'expérience ;
- l'examen des conséquences du vieillissement des matériels ;
- l'adaptation des exigences aux nouvelles utilisations de certaines mesures et l'examen de l'impact des nouvelles règles de sûreté et de conduite sur la conception du système.

L'analyse portera également sur les exigences associées aux appareils fixes de surveillance des locaux, tels que les chaînes KRT destinées à la prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants, l'adéquation des appareils de mesures aux rayonnements concernés (choix d'implantation à la conception, maintenance, fiabilité), les pratiques liées à la fixation des seuils d'alarme, et la conduite à tenir en cas de dépassement de ces seuils.

### **3.3 – Fiabilité du système de refroidissement de la piscine du bâtiment combustible (BK)**

Les études de perte totale de refroidissement de la piscine BK et de vidange rapide seront intégrées au rapport de sûreté VD3 900 MWe dans les chapitres d'études du domaine complémentaire ou d'études justificatives particulières.

### **3.4 – Capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité (RIS)**

Le système RIS et les performances des divers moyens d'injection qui le composent pèsent de façon déterminante sur l'étendue du domaine couvert par la démonstration de sûreté en particulier en cas d'accident de perte du réfrigérant primaire (APRP). La détection de la possibilité d'un effet falaise vis-à-vis des critères de sûreté et les écarts détectés dans la performance des pompes d'injection haute et basse pression vous ont conduits à mettre en place des modifications de conduite afin d'améliorer vos marges par rapport aux critères de sûreté.

Vous réaliserez une revue de conception des capacités fonctionnelles du système RIS intégrant les évolutions techniques et de conduite réalisées et prévues sur les réacteurs. Vous explicitez également la démarche de détermination des débits injectés par le circuit RIS retenus dans les études de sûreté sur la base des conditions d'essais périodiques et de la méthodologie de détermination des débits injectés en situation accidentelle.

Les éléments relatifs à la méthodologie mise en œuvre pour établir le bilan des performances du système RIS seront transmis à l'ASN fin 2003.

### **3.5 – Fiabilisation de la fonction de recirculation RIS-EAS**

L'incident de Barsebäck (Suède) en 1992 a mis en lumière le risque de colmatage des puisards par des débris issus en particulier des calorifugeages, après une brèche du circuit primaire, ce colmatage pouvant remettre en cause la fonction de recirculation à long terme.

Les connaissances nouvelles développées au niveau national et international, et notamment celles résultant des essais réalisés par l'IRSN sur les phénomènes de dégradation et de transfert des calorifuges des équipements, ainsi que de formation et de comportement d'un lit fibreux sur les grilles filtrantes des puisards de l'enceinte, sont de nature, si elles sont confirmées, à remettre en cause la démonstration de l'opérabilité des pompes RIS et EAS en phase de recirculation après une brèche survenant sur les circuits primaire ou secondaire.

Vous vous prononcerez, dans les plus brefs délais et en tout état de cause avant la fin de l'année 2003, pour l'ensemble des paliers, sur le risque de perte de la fonction recirculation des systèmes RIS et EAS due au colmatage des filtres des puisards en cas de brèche primaire ou secondaire dans l'enceinte.

Si l'existence de ce risque était confirmée, vous entreprendriez l'étude de modifications de conception qui permettraient de l'éliminer. Compte tenu de l'importance pour la sûreté de la fonction recirculation, la mise en place de ces modifications devrait être faite sans attendre les échéances associées aux visites décennales de chaque réacteur. De plus, il y aurait alors lieu d'examiner la nécessité de la mise en place de dispositions temporaires pour réduire le risque pendant la période d'études et de réalisation précédant la mise en place de la solution définitive.

Cette évaluation du risque de colmatage des préfiltres et des filtres des puisards devra couvrir l'ensemble des brèches du circuit primaire ou secondaire dans l'enceinte et être basée sur l'estimation de la quantité de calorifuge délogé, sa répartition en taille de débris, ses modes de broyage, les débris de peinture produits, les particules dans l'air ou déposées et charriées, les produits d'oxydation véhiculés, les produits de calfeutrement délogés, les effets chimiques au sein du lit fibreux formé sur les grilles dus à la qualité de l'eau et à sa température, ainsi que sur les modalités du transfert vertical des débris dans l'enceinte et du transfert horizontal des débris arrivant en fond du bâtiment du réacteur.

Le comportement des circuits RIS et EAS en présence d'eau chargée, selon les caractéristiques ainsi réévaluées (débris tels que définis ci dessus), sera étudié en termes de conséquences sur les équipements de ces systèmes et sur le cœur du réacteur.