



Le Président

Paris, le 1 juillet 2009

Réf. : DEP-PRES-0077-2009

**Monsieur le Président
d'Electricité de France**

**Objet : Réacteurs électronucléaires REP d'EDF
Position de l'ASN sur les aspects génériques de la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe à l'issue de la troisième visite décennale**

Monsieur le Président,

L'article 29 de la loi « transparence et sécurité en matière nucléaire » du 13 juin 2006 (loi TSN) impose que l'exploitant d'une installation nucléaire de base, telle qu'un réacteur électronucléaire, réalise tous les dix ans un réexamen de la sûreté de cette installation. Ce réexamen est l'occasion d'une part d'examiner en profondeur l'état de l'installation pour vérifier qu'elle respecte bien toutes les exigences de sûreté qui lui sont applicables et d'autre part d'améliorer son niveau de sûreté notamment en comparant les exigences applicables à celles en vigueur pour des installations plus récentes et en prenant en compte le retour d'expérience national et international.

La standardisation de vos installations vous a conduit à adopter une approche du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe comprenant une première phase générique, c'est à dire traitant des aspects communs à tous ces réacteurs, et une seconde propre à chaque installation.

Le présent courrier présente la position du collège de l'ASN, sur proposition des services, sur les études génériques que vous avez réalisées dans le cadre des réexamens de sûreté et sur les aspects génériques de la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe jusqu'à 40 ans après la première divergence des réacteurs. L'ASN a bien noté que pour certains réacteurs, il peut exister un décalage de plusieurs années entre les 40 années d'exploitation et la date envisagée pour les prochaines visites décennales (VD4). La capacité des réacteurs à poursuivre leur exploitation jusqu'à cette date sera examinée ultérieurement sur la base de la mise à jour des dossiers d'aptitude à la poursuite d'exploitation que vous transmettez à l'ASN en 2010.

Conformément à la loi TSN, vous devez remettre au Gouvernement, pour chacun de vos réacteurs de 900 MWe, un rapport démontrant la suffisance du réexamen de sûreté et des modifications envisagées pour corriger les éventuelles anomalies et améliorer le niveau de sûreté. **L'ASN vous demande de transmettre ce rapport de réexamen au plus tard six mois après la fin de la visite décennale du réacteur concerné. Ce rapport devra contenir les éléments mentionnés en annexe 1. Après analyse, l'ASN prendra alors position sur la poursuite de l'exploitation du réacteur concerné.**

*
* *

Les principaux domaines sur lesquels l'ASN vous a demandé, par lettre en référence [1], de faire porter les études du réexamen de sûreté sont les suivants :

- les accidents graves,
- les études probabilistes de sûreté de niveau 1 et 2,
- le confinement des réacteurs,
- les risques associés à l'incendie et à l'explosion à l'intérieur des sites,
- les agressions internes et externes,
- les études d'accidents et leurs conséquences radiologiques,
- la conception des systèmes et ouvrages de génie civil,
- la gestion du vieillissement des installations.

Vous avez remis à l'ASN un dossier (références [2] et [3]) dont l'objet est de démontrer le caractère suffisant des études réalisées par vos services et des modifications envisagées pour respecter les objectifs fixés par l'ASN dans le cadre de ce réexamen de sûreté.

Comme annoncé dans la lettre en référence [4], l'ASN a saisi le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) sur le bilan des études de conformité et de réévaluation que vous avez réalisées, ainsi que sur le caractère suffisant des modifications envisagées sur la base du dossier mentionné précédemment. A l'issue de la réunion du 20 novembre 2008, le GPR a transmis à l'ASN son avis cité en référence [5].

Certains points soulevés au cours de l'instruction par l'ASN et son appui technique l'IRSN ont fait l'objet de positions et de propositions d'actions de votre part.

Par ailleurs, à la suite de l'inondation partielle du site du Blayais en 1999, vous avez développé une méthodologie visant à vous prémunir des conséquences sur un site d'une inondation d'origine externe. A l'issue de son instruction, l'ASN a estimé que la méthodologie développée était globalement satisfaisante et que les dispositions déjà mises en œuvre ou prévues représentent un progrès significatif. En outre, dans le cadre du retour d'expérience des canicules survenues en 2003 et en 2006, vous vous êtes engagé à renforcer la protection de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe face aux risques liés aux effets de la chaleur d'ici la dernière visite décennale de ce palier.

*
* *

L'ASN note l'importance du travail accompli par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion des troisièmes visites décennales, dont les objectifs étaient ambitieux.

L'ASN considère que le nouveau référentiel de sûreté présenté dans l'édition VD3-900 du rapport de sûreté est de nature à maintenir et à améliorer le niveau de sûreté global des réacteurs de 900 MWe. Les résultats des études probabilistes de sûreté de niveau 1 ont notamment permis de déterminer des modifications de conception ou d'exploitation qui, une fois intégrées sur les réacteurs, permettront de réduire encore la probabilité de fusion du cœur.

L'ASN considère que les études de réexamen de sûreté n'ont pas fait apparaître, à ce stade de l'examen, d'éléments remettant en cause, au plan de la sûreté et au niveau générique, l'aptitude des réacteurs de 900 MWe à la poursuite de leur exploitation. En outre, l'ASN estime que le périmètre et la nature des contrôles proposés par EDF pour l'examen de conformité sont acceptables.

Sous réserve du respect de vos engagements et de la prise en compte des demandes en annexe 2 relatives aux études génériques du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, l'ASN considère que les modifications que vous envisagez de mettre en œuvre

pour maintenir et améliorer le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe et le nouveau référentiel d'exigences de sûreté applicable à ces réacteurs sont satisfaisants au regard des objectifs qu'elle a fixés.

Au-delà du réexamen de sûreté, l'ASN considère que la poursuite de l'exploitation des réacteurs ne peut s'envisager que pour un parc correctement entretenu et exploité de façon responsable dans l'objectif d'anticiper la survenue d'éventuelles anomalies. Il vous appartient donc d'entreprendre toutes les actions nécessaires pour conserver la capacité de vos installations à se conformer aux exigences de sûreté réévaluées.

Face aux phénomènes qui peuvent remettre en cause cette capacité au fil du temps, l'ASN vous demande de maintenir voire d'amplifier vos efforts dans un certain nombre de domaines rappelés en annexe 3.

*
* *

En conclusion :

- 1. Sur la base des éléments portés à la connaissance de l'ASN et de son appui technique l'IRSN, en particulier les études génériques effectuées et les modifications envisagées, et compte tenu des avis formulés par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, l'ASN n'identifie pas d'éléments mettant en cause votre capacité à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à 40 ans après leur première divergence.**
- 2. Cette appréciation générique ne tient pas compte d'éventuelles spécificités des réacteurs. Sur la base de cette appréciation générique, l'ASN se prononcera ultérieurement sur l'aptitude individuelle de chaque réacteur à la poursuite d'exploitation, en s'appuyant notamment sur l'évaluation du rapport de réexamen de ce réacteur et sur les résultats des contrôles effectués lors de sa troisième visite décennale.**

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

Le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire,


André-Claude LACOSTE

REFERENCES

- [1] Lettre DGSNR/SD2 n°760/2003 du 9 octobre 2003
- [2] Lettre EDF EMESN080033 du 15 janvier 2008 et note EDF EMESN 070479 indice A
- [3] Lettre EDF EMESN080205 du 08 juillet 2008 et note EDF EMESN 070479 indice B
- [4] Saisine GP DEP-DCN-0458-2008 du 06 octobre 2008
- [5] Avis et recommandations du GPR DEP-MJO-0167-2008 du 19 décembre 2008
- [6] Lettre ASN DEP-SD2-0502-2005 du 21 octobre 2005
- [7] Lettre ASN DEP-SD2-0500-2005 du 21 octobre 2005
- [8] Courrier ASN DEP-DCN-0392-2008 du 23 octobre 2008
- [9] Courrier EDF EMESN060170 du 28 décembre 2006
- [10] Courrier EDF EMESN070232/TRD/MCB du 11 juin 2007
- [11] Lettre DGSNR DEP/SD2/n° 497/2004 du 25 juin 2004
- [12] Lettre DGSNR DEP/SD2/n° 424/2006 du 1er septembre 2006
- [13] Courrier ASN DEP-DEP-0179-2009 du 28 avril 2009
- [14] Lettre EDF D.4550.32-08/2573 du 4 juillet 2008
- [15] Lettre DGSNR DEP/SD2/n° 0361/2006 du 5 juillet 2006

Annexe n° 1 à la lettre DEP-PRES-0077-2009

Contenu du rapport de réexamen de sûreté

L'ASN précisera dans une décision les modalités d'application de l'article 29-III de la loi TSN relatif aux réexamens de sûreté. En particulier, cette décision définira le contenu des rapports de réexamen de sûreté. Dans l'attente sa publication et sans préjuger des exigences qui pourraient en résulter, l'ASN vous fait part d'ores et déjà de certaines observations quant au contenu et à la forme du rapport de réexamen que vous présenterez à l'occasion des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

Le rapport de réexamen de sûreté d'un réacteur sera communiqué à l'ASN au plus tard six mois après le redémarrage du réacteur à la suite de son arrêt pour visite décennale.

*
* *

Conformément aux dispositions de l'article 29-III de la loi TSN, vous devrez, dans le cadre du réexamen de sûreté, actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que présente l'installation pour les intérêts mentionnés au I de l'article 28 de cette loi, en tenant compte notamment :

- de l'état de l'installation,
- de l'expérience acquise au cours de l'exploitation,
- de l'évolution des connaissances,
- des règles applicables aux installations similaires.

Demande n° 1 Tout en tenant compte du fait que ces réexamens de sûreté ont été engagés antérieurement au décret du 2 novembre 2007, l'ASN vous demande d'intégrer les aspects environnementaux visés par la loi TSN dans la présentation de l'état des installations afin que les résultats des contrôles et essais concernant les structures, systèmes et composants ne se limitent pas à ceux participant à la démonstration de la sûreté nucléaire.

Demande n° 2 L'ASN vous demande de veiller à inclure dans le rapport de réexamen une justification de la suffisance des modifications prévues, à l'égard de l'ensemble des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi TSN. A cette fin, en complément des informations relatives aux modifications liées à la sûreté nucléaire, vous présenterez dans le rapport de réexamen les principales modifications de conception ou d'exploitation réalisées sur les réacteurs depuis la dernière visite décennale et visant à réduire l'impact du fonctionnement des installations sur le public et l'environnement.

&&&

Du fait de la standardisation du parc EDF, certaines thématiques de réexamen de sûreté sont traitées dans un cadre comprenant l'ensemble des paliers (900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe). L'ASN estime que les résultats de ces examens doivent être pris en compte, autant que possible, dans les rapports de réexamen.

En particulier, les conclusions de l'instruction des réunions des Groupes permanents d'experts sur les thématiques telles que les inondations, la maintenance des réacteurs, la qualification des matériels ou bien les

facteurs organisationnels et humains, dont les études ont porté sur l'ensemble du parc, doivent être rappelées dans les rapports de réexamen.

Demande n° 3 L'ASN vous demande d'intégrer dans les rapports de réexamen les principales conclusions des analyses réalisées dans d'autres cadres pour l'ensemble des réacteurs en exploitation.

&&&

La standardisation du parc EDF vous a conduit à adopter une approche du réexamen de sûreté des installations de 900 MWe avec une première phase générique et une seconde propre à chaque installation. La phase générique se conclut par le dossier générique de suffisance en références [2] et [3] et le présent courrier de l'ASN. Les modifications VD3 définies actuellement seront intégrées à l'occasion des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe à partir de 2009 et jusqu'en 2018.

Toutefois, la loi TSN précise que le réexamen de sûreté doit permettre d'actualiser l'appréciation des risques. Il convient donc de s'assurer, notamment pour les réacteurs de 900 MWe dont la visite décennale est prévue à moyen terme, que l'évolution des connaissances et le retour d'expérience ne sont pas de nature à remettre en cause les conclusions du dossier générique de suffisance.

Demande n° 4 L'ASN vous demande, pour chaque réacteur dont la visite décennale sera postérieure à l'année 2013, de vérifier que le dossier générique de suffisance reste applicable compte tenu de l'évolution des connaissances et du retour d'expérience. Dans le cas contraire, vous devrez adapter votre programme de modifications et de contrôle. Afin de permettre une instruction de ces évolutions éventuelles, l'ASN vous demande de lui adresser une mise à jour du dossier de suffisance entre 2 et 3 ans avant le début de la visite décennale.

&&&

Certains risques spécifiques aux sites ne sont pas traités dans le dossier générique de suffisance. Ils doivent néanmoins être présentés dans le rapport de réexamen. En complément, il est nécessaire de prévoir l'examen des référentiels les concernant.

Demande n° 5 L'ASN vous demande, pour chaque réacteur dont la visite décennale sera postérieure à l'année 2013, de lui transmettre les référentiels relatifs aux risques locaux qui ne seraient pas traités dans le dossier générique de suffisance (en particulier pour les études spécifiques de site relatives à l'environnement industriel et au trafic aérien, routier, ferroviaire, fluvial ou maritime), afin de permettre leur instruction. L'ASN vous demande de lui adresser ces éléments entre 2 et 3 ans avant le début de la visite décennale.

Annexe n° 2 à la lettre DEP-PRES-0077-2009

Études génériques de conformité et de réévaluation de sûreté

I. Agressions internes et externes

EDF a réexaminé les risques d'agressions internes et externes et les modalités de prise en compte de ces risques dans la démonstration de sûreté afin de définir d'éventuelles modifications de nature à améliorer la sûreté des réacteurs.

Les principales agressions qui ont été considérées dans les études sont :

- les inondations internes,
- les explosions d'origine interne aux sites,
- l'incendie,
- le séisme,
- les agressions d'origine climatique, notamment les vents forts, les tornades, les feux de forêt, la neige, le tarissement de la source froide, le frasil, les températures hautes de la source froide, les températures hautes de l'air et la foudre,
- la dérive des nappes d'hydrocarbures,
- les agressions externes susceptibles d'entraîner simultanément la perte de la source froide et des alimentations électriques.

L'examen de ces études génériques par l'ASN et son appui technique l'IRSN conduit aux demandes et observations suivantes concernant l'autonomie de tranche et de site vis-à-vis d'agressions externes de mode commun et les explosions d'origine interne.

I.1. Autonomie de tranche et de site vis à vis d'agressions externes de mode commun

Des agressions externes d'origine naturelle peuvent engendrer des situations de perte de la source froide (situations de type H1) ou de perte des alimentations électriques externes (MDTE). L'objet des études vise en particulier à s'assurer de la robustesse des sites vis-à-vis de ces agressions, notamment leur capacité à maintenir la sûreté des réacteurs pendant une durée représentative des scénarios de pertes envisageables.

Au terme de son instruction, l'ASN considère qu'EDF a justifié la capacité des sites à maîtriser une situation de type H1 ou MDTE pour l'ensemble des réacteurs et notamment de disposer des réserves en eau, fuel ou huile nécessaires à la maîtrise de la sûreté dans ces situations. Toutefois, ces justifications sont fondées sur l'utilisation de moyens opérationnels. Aussi, l'ASN estime que des exigences doivent être associées à ces moyens afin de s'assurer de leur disponibilité, de leur opérabilité et de leur tenue aux agressions.

<p>Demande n° 6 L'ASN considère que les études des situations incidentelles ou accidentelles induites par une agression externe ou une conjonction d'agressions font partie de la démonstration de sûreté. Ces études prennent notamment en compte l'utilisation de moyens opérationnels permettant de garantir une autonomie des sites suffisante pour gérer ces situations. En conséquence l'ASN vous demande de prescrire, dans les règles générales d'exploitation, les exigences permettant de garantir le bon fonctionnement de ces moyens.</p>
--

Demande n° 7 L'ASN vous demande de prescrire, dans les spécifications techniques d'exploitation (chapitre 3 des RGE), les quantités d'eau dans les bâches du circuit de distribution d'eau déminéralisée nécessaires pour gérer une situation de perte totale de la source froide de site induite par une agression externe non prédictible.

1.2. Explosions d'origine interne aux sites

Étant donné qu'il n'existait pas de référentiel suffisamment complet pour traiter les risques liés aux explosions d'origine interne aux sites, l'ASN a demandé à EDF [1] de décliner dans les rapports de sûreté les principes et la méthodologie permettant d'identifier et de traiter ces risques en prenant en compte l'ensemble des sources potentielles d'explosion et en mettant en œuvre une démarche de vérification du caractère suffisant des dispositions retenues.

Dans son courrier en référence [6], l'ASN considérait que l'élaboration du référentiel « explosion » par EDF permettait une prise en compte satisfaisante des risques d'explosion interne aux sites. Toutefois, le retour d'expérience sur le parc en exploitation met en évidence des problèmes de corrosion sur les tuyauteries véhiculant de l'hydrogène et la nécessité de renforcer la démarche d'analyse du risque d'explosion à l'intérieur des bâtiments de l'îlot nucléaire.

Risques de corrosion et de fatigue vibratoire

La corrosion est un mécanisme de dégradation susceptible d'engendrer des fuites sur ces équipements. En outre, l'analyse d'événements survenus sur les réacteurs en exploitation met en évidence l'existence de problèmes de fatigue vibratoire sur des tuyauteries véhiculant de l'hydrogène.

Demande n° 8 L'ASN vous demande de prendre les dispositions de conception, construction ou exploitation (y compris de maintenance) nécessaires permettant de se prémunir des risques de corrosion et de fatigue vibratoire sur les tuyauteries véhiculant de l'hydrogène. Le rapport de sûreté précisera la manière dont les risques de corrosion et de fatigue vibratoire sont traités.

Démarche d'analyse du risque à l'intérieur des bâtiments de l'îlot nucléaire

Dans la méthodologie développée par EDF, un premier niveau d'analyse consiste à identifier les locaux dans lesquels une atmosphère explosible est susceptible de se former. Ces locaux sont classés à risque d'explosion. EDF étudie ensuite les conséquences potentielles pour la sûreté d'une explosion dans ces locaux puis définit un traitement visant à éliminer ou limiter les risques (suppression de la source d'explosion, mise en place de vannes ou de clapets d'isolement automatique asservis à la détection, déplacement ou protection des cibles et mise en place de matériel 2G). L'ASN estime nécessaire de renforcer cette démarche.

Demande n° 9 Concernant la démarche d'analyse du risque d'explosion à l'intérieur des bâtiments de l'îlot nucléaire, l'ASN vous demande, pour les locaux où une explosion aurait des conséquences inacceptables pour la sûreté, de justifier par un dossier d'analyse spécifique le caractère suffisant des seules dispositions que vous avez prévues, et de les renforcer le cas échéant.

II. Études d'accidents et de leurs conséquences radiologiques

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

Les travaux ont notamment porté sur :

- la prise en compte du risque de surpression à froid,
- la prise en compte du risque de dilution du bore dans le circuit primaire,
- la rupture d'un tube de générateur de vapeur (RTGV),
- les accidents graves et leurs conséquences radiologiques,
- le confinement en situation post-accidentelle,
- l'opérabilité des matériels H et U,
- l'instrumentation utilisée pour appliquer les procédures en approche par état et les informations de surveillance post-accidentelle.

L'examen de ces études génériques par l'ASN et son appui technique l'IRSN conduit aux demandes et observations suivantes.

II.1. *Prise en compte du risque de surpression à froid*

L'objectif fixé par l'ASN était de vérifier que le risque de rupture de la cuve par surpression à froid, dans tous les scénarios envisageables lorsque le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) est connecté, était « pratiquement exclu ». Dans ce cadre, EDF a envisagé une modification des réacteurs de 900 MWe permettant d'assurer une protection contre le risque de surpression. Cette modification consiste en un abaissement du point de tarage des soupapes de protection du circuit primaire.

Lorsque le RRA est connecté, le réacteur peut se trouver dans différents états "standards" décrits dans les règles générales d'exploitation (RGE). La modification précitée n'est pas mise en œuvre par EDF dans tous ces états standards. En particulier, elle ne l'est pas dans l'état "arrêt pour intervention - circuit primaire fermé" (API fermé).

Pour justifier qu'il n'est pas nécessaire de disposer de cette protection dans cet état, EDF s'appuie sur des études probabilistes. Ces études font l'hypothèse d'une durée de fonctionnement du réacteur dans l'état API fermé égale à 37 h (durée moyenne constatée sur le parc). Le retour d'expérience d'exploitation montre que l'état API fermé est un état couramment retenu pour réaliser certaines interventions fortuites et qu'il n'est pas exceptionnel qu'un réacteur séjourne significativement au-delà de 37h dans cet état. Le risque de surpression à froid lors de ces interventions fortuites peut donc être plus important que celui postulé dans l'étude probabiliste de sûreté de référence.

<p>Demande n° 10 L'ASN vous demande de prescrire, dans les spécifications techniques d'exploitation des réacteurs de 900 MWe (chapitre III des RGE), la disponibilité de la protection contre le risque de pressurisation à froid du circuit primaire dans l'état standard arrêt pour intervention, circuit primaire fermé.</p>
--

II.2. *Accidents graves et leurs conséquences radiologiques*

Pour faciliter le diagnostic en situation d'accident grave et détecter l'arrivée éventuelle du corium dans le puits de cuve dans l'hypothèse d'un accident de fusion du cœur, l'ASN vous a demandé [7] d'implanter un dispositif de détection du corium dans les puits de cuve sur l'ensemble des réacteurs de 900 MWe au plus tard lors de leur 3^{ème} visite décennale.

Dans son courrier en référence [7], l'ASN considérait qu'il est important, en cas d'accident grave, de disposer d'une instrumentation permettant d'évaluer en temps réel l'évolution du risque hydrogène et de

contribuer à la connaissance de la progression de l'accident. L'ASN demandait d'étudier l'implantation d'une telle instrumentation.

Pour répondre aux demandes de l'ASN, EDF a développé la modification PNXX0/1746 – Détection du percement de la cuve et évaluation du risque hydrogène.

L'ASN considère que les solutions retenues par EDF sont pertinentes dans leur principe mais insuffisantes dans leur déclinaison pratique.

Demande n° 11 L'ASN vous demande de préciser les moyens de s'assurer de la disponibilité de l'instrumentation servant à la détection du percement de la cuve (thermocouple), ainsi que les mesures à prendre en cas d'indisponibilité de celle-ci.

Demande n° 12 L'ASN vous demande d'équiper plusieurs recombineurs auto-catalytiques passifs d'hydrogène avec l'instrumentation permettant d'évaluer en temps réel l'évolution du risque hydrogène sur la base d'une justification du choix de leurs emplacements.

Demande n° 13 L'ASN vous demande de développer une aide à l'utilisation des mesures de l'instrumentation de détection du percement de la cuve et d'évaluation du risque hydrogène de manière à guider au mieux les équipes de crise.

II.3. Confinement en situation post-accidentelle

Dans le cadre du réexamen de sûreté, l'ASN a procédé à une analyse approfondie des séquences accidentelles susceptibles de conduire à des accidents de brèche avec by-pass du confinement. Le scénario de rupture de la barrière thermique d'une pompe primaire a été analysé plus particulièrement.

La maîtrise par EDF de la séquence de rupture de la barrière thermique repose essentiellement sur la capacité de la vanne pneumatique d'isolement du RRI à se fermer après cette rupture. L'ASN estime que la démonstration de la capacité cette vanne à se fermer en cas rupture de la barrière thermique d'une pompe primaire n'est pas acquise. En effet, les éléments d'études d'EDF relatifs à cette vanne ne permettent pas de se prononcer de façon satisfaisante tant sur le caractère opérable que sur le maintien de l'étanchéité interne de la vanne pour le transitoire accidentel considéré.

L'ASN considère qu'EDF doit à présent mettre en œuvre des modifications permettant de garantir, en cas de rupture de la barrière thermique et de défaillance des organes d'isolement, la disponibilité d'au moins une file RRI pour le refroidissement du RRA.

Demande n° 14 L'ASN vous demande, dans un délai de 9 mois, de proposer une modification de conception visant à réduire le risque de fusion du cœur avec by-pass de l'enceinte de confinement en cas de rupture du circuit de refroidissement de la barrière thermique d'un des groupes motopompes primaires et de présenter son calendrier de mise en œuvre.

Dans son courrier en référence [1], l'ASN demandait à EDF de réaliser un examen du comportement de la troisième barrière de confinement en situation post-accidentelle et plus particulièrement d'étudier la limitation des rejets susceptibles d'intervenir via la bache de traitement et de réfrigération de l'eau des piscines (PTR) dans le cas d'un accident de perte du réfrigérant primaire.

En effet, l'ASN souligne qu'en cas de brèche sur le circuit primaire nécessitant le fonctionnement des circuits RIS et EAS en recirculation sur les puisards de l'enceinte de confinement, une inétanchéité des vannes d'isolement des liaisons des circuits RIS et EAS vers la bache PTR conduirait à un rejet à l'environnement via

l'évent de cette dernière. Les calculs des conséquences radiologiques réévaluées par EDF en 2007 montrent que les rejets en iode 131 à 30 jours via la bache PTR sont évalués, pour le palier CPY (respectivement CP0), à près de 19% (respectivement 11%) du rejet total en iode 131 dans le cas d'un accident de perte du réfrigérant primaire.

Dans le cadre de son analyse EDF a étudié différentes solutions pour réduire les rejets par la bache PTR. Cependant EDF indique qu'il ne procédera finalement à aucune modification visant à réduire ces rejets estimant que, outre les difficultés de mise en œuvre et d'exploitation qu'elles impliquent, elles apportent un gain sur la sûreté faible et ne présentent pas un rapport coût / bénéfice sûreté raisonnable.

Demande n° 15 L'ASN vous demande de mettre en place une modification permettant de limiter les rejets radioactifs directs dans l'environnement par l'évent de la bache de traitement et de réfrigération de l'eau des piscines (PTR) dans les situations accidentelles nécessitant une phase de recirculation sur les puisards de l'enceinte de confinement des systèmes de sauvegarde. Vous préciserez, dans le rapport de réexamen de chaque réacteur l'échéance de mise en œuvre de cette modification.

II.4. Risque de dilution du bore dans le circuit primaire

La dilution du bore par fuite de l'échangeur du circuit d'étanchéité des joints des pompes primaires (CEPP) peut conduire à la formation d'un bouchon d'eau claire de quelques mètres cubes dans les branches en U du circuit primaire dans certains états de réacteur. Au démarrage d'une pompe primaire, ce bouchon est envoyé vers le cœur du réacteur. Dans son courrier en référence [6], l'ASN demandait à EDF de démontrer qu'une fuite interne de l'échangeur CEPP ne conduit pas à un accident de dilution inacceptable lors du démarrage d'une pompe primaire et de proposer, le cas échéant, des modifications de conception ou d'exploitation permettant d'éliminer ce risque.

EDF a transmis à l'ASN des analyses permettant de conclure quant à la non-nocivité de ce scénario accidentel. Ces éléments sont en cours d'analyse par l'ASN et son appui technique. **L'ASN fera connaître ultérieurement sa position sur la suffisance des études relatives à la maîtrise des scénarios de dilution hétérogène par fuite interne de l'échangeur CEPP et demandera le cas échéant d'éliminer ce risque.**

III. Conception des systèmes

Sur la base du retour d'expérience en France et à l'étranger, l'ASN a sélectionné dans son courrier en référence [1] des systèmes et ouvrages de génie civil pour lesquels EDF devait réexaminer la conception compte tenu de l'enjeu de sûreté correspondant, parmi lesquels le système de refroidissement de la piscine du bâtiment combustible

Les études menées sur les accidents de référence liés à la sûreté du stockage du combustible dans la piscine de désactivation avaient pour objectif d'examiner les scénarios de vidange rapide de cette piscine eu égard aux risques de découverture des assemblages de combustible, en cours de manutention ou stockés en fond de piscine.

Dans le courrier en référence [6], l'ASN avait noté qu'EDF allait renforcer les dispositions d'exploitation des réacteurs afin de diminuer les risques liés aux vidanges accidentelles des piscines. L'ASN demandait d'étudier, au-delà des mesures préventives supplémentaires proposées par EDF, des mesures techniques et organisationnelles de limitation des conséquences d'un tel événement, dans une démarche d'amélioration de la défense en profondeur.

L'instruction des derniers éléments de réponse à cette demande par l'ASN et son appui technique est en cours. **L'ASN fera connaître ultérieurement sa position sur la suffisance des études relatives à la maîtrise des scénarios de vidange rapide des piscines.**

Cadre générique de la poursuite d'exploitation des réacteurs

I. Suivi en service et maintenance

I.1. Politique de maintenance

L'ASN considère que la maintenance et le suivi en service constituent une ligne de défense essentielle pour prévenir l'apparition d'anomalies, éviter que des défauts ne conduisent à une défaillance des équipements et maintenir la conformité d'une installation nucléaire à son référentiel de sûreté. La maintenance et le suivi en service des installations sont des éléments primordiaux pour la sûreté des réacteurs. Dans le contexte du vieillissement des installations, l'ASN a procédé à un examen approfondi de la politique de maintenance d'EDF et de sa mise en œuvre dans les centrales nucléaires. L'ASN a aussi procédé à l'instruction des programmes de base de maintenance préventive (PBMP), notamment concernant les circuits primaires et secondaires principaux et vous a formulé ses demandes de complément selon les modalités de l'article 6 de l'arrêté du 10 novembre 1999. Sur la base de ces examens, qui se sont achevés en 2009, l'ASN considère que la politique de maintenance d'EDF est adaptée[8], notamment les méthodes mises en œuvre pour optimiser les programmes de maintenance des matériels importants pour la sûreté dont la mise à jour est importante et doit s'appuyer sur le processus mis en place pour capitaliser le retour d'expérience.

I.2. Programme d'investigations complémentaires

Vous avez prévu de compléter les programmes de maintenance par un programme d'investigations complémentaires (PIC) que vous réaliserez dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et ayant pour but de vérifier l'absence de dégradation sur les zones sur lesquelles aucun mécanisme de dégradation n'est redouté. L'ASN juge cette démarche indispensable pour confirmer la validité des programmes de maintenance et de gestion du vieillissement. Le choix des zones contrôlées au titre de la maintenance préventive est, dans ce cadre, particulièrement important.

L'ASN a achevé, avec le concours de son appui technique l'IRSN, l'examen des programmes [9] et [10] que vous prévoyez de réaliser et a pris position [8] sur ceux relatifs :

- aux tuyauteries qui n'appartiennent ni au circuit primaire principal (CPP) ni aux circuits secondaires principaux (CSP),
- aux bâches et échangeurs,
- aux automatismes.

L'ASN a par ailleurs examiné les programmes relatifs aux circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs et les juge acceptables.

Concernant le PIC relatif au génie civil et à l'enceinte de confinement, l'ASN note qu'aucune recherche des pathologies liées à la réaction sulfatique interne (RSI) n'est envisagée.

Demande n° 16 L'ASN vous demande d'effectuer, dans le cadre du PIC VD3-900, un diagnostic de la présence éventuelle d'une réaction sulfatique interne sur l'enceinte de confinement et les autres ouvrages de génie civil et d'analyser l'incidence sur la sûreté des réacteurs.

Les cheminées de ventilation des bâtiments des auxiliaires nucléaires sont suivies au titre d'un programme de maintenance et de surveillance en service. A l'occasion du PIC VD3-900, EDF prévoit une investigation relative à l'état du matériau composite de ces cheminées. EDF envisage notamment une évaluation de la

sensibilité du matériau composite aux rayons ultra-violet, ainsi qu'une évaluation de son comportement en traction et en cisaillement.

L'ASN estime que l'analyse du comportement en traction et en cisaillement n'est pas suffisante pour évaluer la résistance du matériau composite sous sollicitations alternées.

Demande n° 17 L'ASN vous demande de compléter votre programme par une évaluation du comportement en compression du matériau composite des cheminées des bâtiments des auxiliaires nucléaires.

L'ASN considère que les investigations proposées dans le PIC sont suffisantes, sous réserve d'être complétées pour tenir compte des demandes précédentes.

II. Gestion du vieillissement

Dans le cadre de la préparation des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, l'ASN vous a demandé en 2001 de présenter, pour chacun des réacteurs concernés, un point précis de l'état du vieillissement et de lui démontrer la possibilité d'en continuer l'exploitation au-delà de la troisième visite décennale dans des conditions satisfaisantes de sûreté. En réponse à cette demande, vous avez élaboré un programme de travail relatif à la gestion du vieillissement des réacteurs de 900 MWe. Le nouveau référentiel de sûreté présenté dans l'édition VD3-900 du rapport de sûreté détaille cette méthodologie.

L'ASN juge pertinente la démarche de gestion du vieillissement. En revanche, compte tenu des nouvelles dégradations observées au cours des dernières années, particulièrement sur les générateurs de vapeur, l'ASN estime essentiel que vous poursuiviez vos études et développiez des moyens afin de mieux maîtriser la connaissance des mécanismes de dégradation et ainsi les prévenir de manière satisfaisante.

En outre, dans le cadre de votre politique de gestion du vieillissement, vous avez prévu le remplacement de certains composants mécaniques compte tenu de l'impossibilité de justifier leur tenue en service au vu des mécanismes de dégradation auxquels ils étaient soumis. L'ASN vous rappelle la nécessité de respecter les échéances qui ont été définies concernant le remplacement de ces équipements.

Enfin, par courriers en références [11] et [12], l'ASN vous a demandé d'apporter certains compléments au programme de gestion du vieillissement, en particulier en ce qui concerne les moyens lourds de recherche et développement.

L'ASN complétera ultérieurement sa position sur ces éléments.

III. Aptitude à la poursuite d'exploitation des équipements des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs de 900 MWe

En parallèle du programme de gestion du vieillissement, des dossiers relatifs aux mécanismes de dégradation affectant les composants des circuits primaires et secondaires principaux (CPP et CSP) des réacteurs ont été examinés.

III.1. Tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe

La cuve d'un réacteur est un équipement non remplaçable dont la rupture n'est pas postulée dans les études de sûreté. Elle doit donc faire l'objet d'une attention particulière. La tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe a été examinée en 1999 et 2005 dans le cadre de la section permanente nucléaire (SPN) de la commission centrale des appareils à pression (CCAP).

Les conclusions de la SPN concernant la tenue de la cuve vous ont conduit à reprendre ses études sur les prévisions de fluence, les transitoires thermohydrauliques, la prédiction des effets de l'irradiation et le comportement mécanique des matériaux de la cuve notamment en cas de transitoire de type « choc froid ». Ces résultats ont été présentés à l'ASN en octobre 2008 et sont en cours d'examen.

Sans anticiper les résultats de l'analyse de l'IRSN, l'ASN constate que la fluence neutronique maximale prévue à la conception concernant les cuves des réacteurs de 900 MWe ($6,5 \cdot 10^{19}$ neutrons/cm²) ne sera pas atteinte dans les prochaines années mais des garanties devront être apportées pour s'assurer en permanence du respect de cette limite jusqu'à l'échéance des quatrièmes visites décennales (VD4).

Demande n° 18 L'ASN vous demande d'élaborer un programme de fourniture de données relatives à la fluence des cuves des réacteurs de 900 MWe permettant de garantir le caractère enveloppe de la fluence prise en compte à la conception jusqu'à l'échéance des VD4.

III.2. Générateurs de vapeur

De nouvelles dégradations génériques sont apparues au cours des quatre dernières années sur les générateurs de vapeur (GV) du parc électronucléaire français. Vous avez mis en place des stratégies de traitement qui contribuent à une diminution du risque pour la sûreté mais qui se révèlent dans certains cas insuffisamment maîtrisées. L'ASN considère donc que les investigations concernant ces phénomènes et leur traitement doivent être poursuivies, notamment dans la perspective de prévenir d'autres dégradations génériques susceptibles d'affecter les GV.

Vous disposez de moyens pour remettre en conformité les générateurs de vapeur concernés, en particulier le nettoyage chimique des GV et le bouchage de tubes de GV. Les conséquences de ces opérations sur la sûreté du réacteur peuvent conduire à des révisions des dossiers de sûreté associés aux générateurs de vapeur. Le contrôle de la pose des bouchons doit également faire l'objet d'une attention particulière de votre part après les anomalies détectées en 2008 et 2009.

Dans ce contexte, l'ASN vous a demandé [13] de réaliser une revue de conception complète des GV, en abordant tant les aspects liés à leur sûreté, leur conception, leur fabrication et leur suivi en service.

Demande n° 19 De façon générale, l'ASN vous demande de continuer vos investigations concernant les mécanismes de dégradations susceptibles d'affecter les GV et d'accroître l'effort d'anticipation des anomalies.

III.3. Comptabilisation des situations

La comptabilisation des situations et les projections réalisées jusqu'à l'échéance des quatrièmes visites décennales est un élément important du suivi du vieillissement qui permet d'apprécier la fatigue sur le CPP et certaines zones du CSP.

Ce thème fait l'objet d'inspections régulières qui ont permis à l'ASN de constater que l'organisation mise en place pour le suivi de la comptabilisation des situations est globalement satisfaisante. L'ASN note également que vous développez de nouvelles méthodes visant à mieux estimer la fatigue de certaines zones.

L'ASN rappelle, à la suite de votre courrier [14], l'importance des justifications à apporter en cas de dépassement du nombre autorisé de certaines situations définies à la conception mais n'a pas remis en cause les démonstrations au cas par cas que vous prévoyez. Néanmoins, cette stratégie n'est envisageable que si le nombre de ces dépassements reste limité, comme le montrent les projections réalisées jusqu'à l'échéance des VD4, mais devra être revue si une exploitation à plus long terme est envisagée.

III.4. Zones en alliage Inconel de type 600 :

Les zones en alliage de type Inconel 600 sont sensibles au mécanisme de corrosion sous contrainte (CSC). Vous avez défini une méthode semi-empirique fondée sur des connaissances relatives au matériau, aux contraintes et aux températures de service qui permet d'évaluer le risque d'amorçage de la CSC dans chacune des zones en Inconel 600. Cette méthode a pour vocation de classer les zones les unes par rapport aux autres en termes d'indice de risque d'amorçage de la CSC. Les zones concernées sont principalement les suivantes :

- les adaptateurs de couvercle de cuve,
- la liaison soudée plaque de partition sur attente de plaque des GV,
- les pénétrations de fond de cuve (PFC),
- les supports M de cuve.

Parmi ces composants, les couvercles de cuve ont fait l'objet d'un programme de remplacement qui s'achèvera en 2009. La tenue en service des couvercles de cuve ne pose donc plus de difficultés particulières liées aux mécanismes de dégradations des zones en Inconel 600.

Les autres dossiers ainsi que la stratégie de contrôle que vous avez mise en place feront l'objet d'une instruction qui reposera en particulier sur le dossier de synthèse relatif aux zones en Inconel que l'ASN vous demande de lui transmettre avant la fin de l'année 2009. L'ASN se positionnera alors sur la suffisance du suivi en service concernant les équipements concernés.

L'ASN considère toutefois que votre démonstration à partir du temps estimé d'amorçage d'éventuels défauts n'est pas suffisante pour différer certaines opérations de surveillance.

Demande 20 : L'ASN vous demande donc de contrôler, avant la requalification partielle du CPP ayant lieu entre les 3ème et 4ème visite décennale, l'ensemble des PFC des réacteurs de 900 MWe si la mise en place d'un système de détection des faibles fuites au droit des PFC ne peut être effectuée.

Concernant la liaison soudée plaque de partition sur attente de plaque des GV, la position finale de l'ASN ne sera transmise qu'après instruction du « Dossier d'analyse du comportement (DAC) sans plaque de partition », justifiant la bonne tenue du CPP sans prise en compte de la présence de la plaque de partition.

Dans l'attente de la position finale de l'ASN sur le « Dossier d'analyse du comportement sans plaque de partition », l'ASN vous demande de poursuivre les contrôles en service des zones concernées et le traitement au cas par cas des écarts rencontrés.

IV. Gestion des compétences

En 2006, l'ASN a examiné le processus que vous avez mis en œuvre concernant la gestion des compétences. L'ASN a estimé que votre système de gestion des compétences et des habilitations des personnels d'exploitation des réacteurs nucléaires à eau sous pression était satisfaisant [15]. L'ASN a constaté que votre politique de gestion des compétences est dotée de moyens importants et intègre une démarche visant à identifier précisément les compétences qui doivent être acquises par les agents et les services, et à construire les actions de professionnalisation adaptées.

L'ASN attache une importance particulière à ce que vous poursuiviez et renforciez les actions engagées afin d'assurer la pérennité des compétences sensibles pour la sûreté compte tenu des perspectives de départ de nombreux agents.

LISTE DE DIFFUSION

Copies externes :

- IRSN
- M. le Président du GPR
- M. le Président de la CCAP

Copies internes :

- Collège
- Comité exécutif
- Comité de direction
- DCN : chefs de pôle, agents PMA
- DEP : adjoints
- MJS : secrétariat des GPE
- Divisions territoriales