

SOMMAIRES DES ANNEXES DE LA LETTRE CODEP-DCN-XXXX

DÉMARCHE DE MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE LA CONFORMITÉ DES INSTALLATIONS POUR LE RÉEXAMEN DE SÛRETÉ VD4-900		3
A.	Vérification de la conformité	3
A.1.	Processus global d'examen de la conformité	3
A.2.	Examen de la conformité (ECOT)	4
A.3.	Essais particuliers à l'occasion des VD4-900	8
A.4.	Programme d'investigations complémentaires (PIC)	9
B.	Maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence	10
B.1.	Processus de maîtrise du vieillissement	10
B.2.	Critères d'aptitude à la poursuite de l'exploitation	11
B.3.	Processus d'inspection en service et de maintenance	12
B.4.	Processus de traitement de l'obsolescence des matériels et pièces de rechange	16
B.5.	Maintien de la qualification	18
B.6.	Dossiers de référence réglementaires du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux	19
RÉÉVALUATION DE LA SÛRETÉ		28
C.	Dispositions visant à limiter les conséquences radiologiques des accidents (hors accidents graves)	28
C.1.	Situations du domaine de dimensionnement des installations	28
C.2.	Domaine complémentaire de la démonstration de sûreté	35
C.3.	Conception des systèmes EIP-S et des ouvrages de génie civil	35
C.4.	Évaluation probabiliste de sûreté – EPS de niveau 1	39
C.5.	Conséquences radiologiques potentielles des accidents	40
D.	Dispositions à fort impact en termes de prévention et de limitation des accidents graves	41
D.1.	Mitigation des accidents graves	41
D.2.	Évaluation probabiliste de sûreté – EPS de niveau 2 (EPS 2)	43
E.	Entreposage du combustible en piscine de désactivation	44
F.	Démonstration de la maîtrise des risques d'accident au sein des bâtiments annexes de conditionnement des déchets (BAC)	46
G.	Prise en compte des risques non radiologiques	47
H.	Prise en compte des agressions internes et externes	47
H.1.	Démarche générale de prise en compte des agressions internes et externes dans la démonstration de sûreté	47
H.2.	Prise en compte de l'évolution des connaissances pour les agressions climatiques	48
H.3.	Risques associés aux inondations d'origine externe	49
H.4.	Risques associés aux séismes	50
H.5.	Risques associés à la foudre et aux interférences électromagnétiques externes	52

H.6.	Risques associés interférences électromagnétiques internes (IEM)	53
H.7.	Risque aérien	53
H.8.	Risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication	54
H.9.	Risques associés à la défaillance de tuyauteries et aux inondations internes	54
H.10.	Risques associés aux défaillances de réservoirs, pompes et vannes	55
H.11.	Risques associés à l'incendie	55
H.12.	Risques associés à l'explosion	58
H.13.	Risques liés au transport interne de marchandises dangereuses	58
H.14.	Risques associés aux grands chauds	59
H.15.	Risques associés aux grands froids	59
H.16.	Risques associés aux tornades	59
H.17.	Risques associés aux grands vents	59
H.18.	Gestion des situations de long terme de perte de la source froide et de perte des alimentations électriques externes dues à des agressions externes affectant l'ensemble des réacteurs d'une centrale	60
H.19.	Risques associés aux collisions et chutes de charge	61
H.20.	Études probabilistes de sûreté concernant les agressions	61
AUTRES THÈMES À TRAITER DANS LE RÉEXAMEN DE SÛRETÉ		65
I.	Prise en compte des inconvénients	65
J.	Prise en compte des risques associés aux actes de malveillance	66
PRISE EN COMPTE DES DIMENSIONS ORGANISATIONNELLES ET HUMAINES DANS LA CONCEPTION DES MODIFICATIONS		67
K.	L'approche « FOH » transverse mise en œuvre par le projet « VD4-900 »	67
L.	Le pilotage « projet » de la démarche SOH	68
M.	L'expérience « de terrain » des personnels des « structures pilotes palier »	69
N.	Les compétences « FOH » des pilotes d'études	69
RÉFÉRENCES		71

**DÉMARCHE DE MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE LA CONFORMITÉ DES
INSTALLATIONS
POUR LE RÉEXAMEN DE SÛRETÉ VD4-900**

Conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement, le réexamen de sûreté d'une installation nucléaire de base doit permettre d'apprécier la situation de cette installation au regard des règles qui lui sont applicables.

La vérification et le maintien dans le temps de la conformité des installations s'articulent principalement autour de :

- une vérification étendue de la conformité des installations à leurs exigences définies et la réalisation des actions de mise en conformité nécessaires ;
- la maîtrise de l'obsolescence des composants, des processus industriels associés à leur remplacement (en particulier les stratégies de maintenance exceptionnelle), et des phénomènes de vieillissement susceptibles d'affecter les systèmes, structures et composants (SSC).

A. Vérification de la conformité

A.1. Processus global d'examen de la conformité

En complément de la maintenance courante, de la surveillance en exploitation et du traitement des écarts, votre démarche de vérification et de maintien dans le temps de la conformité des installations s'appuie sur quatre dispositions « historiques » retenues lors des réexamens de sûreté pour vérifier la conformité : l'examen de conformité des tranches (ECO'I), le programme d'investigations complémentaires (PIC), les dispositions de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et les essais particuliers à réaliser lors des visites décennales.

Un premier examen de l'application de cette démarche montre que vous disposez des éléments nécessaires à l'amélioration de l'efficacité de vos processus de vérification et de maintien de la conformité des installations.

Cependant, malgré votre démarche de vérification de la conformité dans le cadre des réexamens de sûreté, l'ASN observe que des constats, voire des écarts, portant sur la conformité des installations sont régulièrement détectés de manière fortuite. De plus, des écarts de réalisation, dont certains présents depuis la construction, sont détectés de manière fortuite sur des thématiques ayant déjà été examinées lors d'un précédent réexamen.

Cette situation conduit l'ASN à s'interroger sur la capacité de l'ensemble de vos processus actuels à assurer la conformité de vos installations.

Vous vous êtes engagés dans votre courrier en référence [15] à mener une revue des différents processus contribuant à la conformité des installations devant vous permettre de dégager des axes d'améliorations.

Demande CONF n°1 : Dans le cadre de votre revue des processus contribuant à la conformité des installations, l'ASN vous demande :

- d'examiner l'efficacité du traitement (détection et résorption) des écarts de chacune des activités importantes pour la protection des intérêts¹ et l'apport de votre système de management intégré pour gérer les interactions entre les différentes activités, projets et/ou processus y concourant ;
- de fournir une appréciation sur l'adéquation des moyens matériels, organisationnels et humains mis en place pour les AIP contribuant à la vérification et au maintien de la conformité des installations.

Les conclusions de cette revue doivent être disponibles, au plus tard, pour fin mars 2016.

A.2. Examen de la conformité (ECOT)

En ce qui concerne la vérification de la conformité des installations, l'ASN vous avait demandé, dans sa lettre en référence [3], un renforcement notable de l'étendue de l'examen de conformité de chaque réacteur et de son exploitation et de proposer des vérifications, notamment sur la base de contrôles *in situ*, devant couvrir l'ensemble des exigences définies pour les éléments importants pour la protection (EIP)².

Dans sa lettre en référence [7], l'ASN vous avait également demandé de compléter votre dossier d'orientation du réexamen (DOR) VD4-900 [5] afin de décrire le programme des actions et des études de vérification qui seront engagées, justifier le périmètre de ce programme et préciser les modalités de leur réalisation (vérification documentaire ou contrôle *in situ*, de manière exhaustive ou par sondage...).

Dans le cadre des réexamens de sûreté vous procédez à une vérification de la conception et de la réalisation de vos installations, appelée « examen conformité de tranche » (ECOT), visant à contrôler de manière ciblée la conformité des réacteurs à leur référentiel de sûreté applicable afin de détecter les éventuels écarts de conformité latents et, le cas échéant, les résorber.

Vous avez répondu aux demandes répétées de l'ASN par votre courrier en référence [12], présentant les thèmes que vous reprenez dans le cadre de l'examen de conformité (ECOT) VD4-900. Vous avez ensuite complété ce périmètre des contrôles prévus dans votre programme initial par trois thèmes complémentaires [91].

Le programme proposé prévoit des contrôles qui compléteront ceux réalisés lors des exercices ECOT précédents pour les réacteurs 900 MWe, après analyse des exercices ECOT pour les VD3-1300 et VD2-N4, et en prenant en compte le retour d'expérience d'exploitation.

Cependant, plusieurs écarts de conformité récents affectant différents types de matériels (mécaniques, électriques,...) susceptibles de mettre en cause la sûreté et présents depuis la construction des réacteurs interrogent sur la pertinence des actions de vérification déjà réalisées ou prévues, comme par exemple :

- l'écart de conformité sur la tenue au séisme de la file banalisée du système de réfrigération intermédiaire ;
- l'écart de conformité mettant en cause la capacité du turboalternateur de secours à assurer sa mission après 24 heures de fonctionnement ;
- l'écart de conformité affectant l'orifice « casse-siphon » sur les tuyauteries de refroidissement des piscines de désactivation du combustible.

¹ Au sens de l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

² Tels que définis à l'article 1.3 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

Les éléments que vous avez transmis à ce jour concernant la construction des programmes de contrôles ou d'essais associés à la vérification et au maintien dans le temps de la conformité des installations ne font pas apparaître le renforcement des contrôles attendu par l'ASN en matière de vérification de la conformité et ne paraissent pas de nature à permettre la détection d'écart similaires à ceux mentionnés ci-dessus.

Demande CONF n°2 **Au regard des écarts de conformité récemment caractérisés affectant différents types de matériels, l'ASN vous demande d'étendre le périmètre et les contrôles que vous proposez en matière de vérification de la conformité des installations.**

Thèmes de l'ECOT

Dans votre courrier en référence [12], vous avez présenté votre programme ECOT VD4-900 dans lequel vous avez retenu douze thèmes (incluant des sous-thèmes) selon une démarche qui s'inscrit dans la continuité des exercices précédents, notamment les VD3-900 et VD3-1300.

Le programme que vous proposez s'appuie sur le référentiel VD3-900 et sur l'analyse :

- du retour d'expérience des ECOT menés lors des réexamens VD3-900, VD3-1300, VD1-N4 et VD2-N4 ;
- de la prise en compte du retour d'expérience acquis depuis le réexamen VD3-900 ;
- des plans d'actions nationaux en cours ;
- des éventuels écarts de conformité portant sur tout ou partie des réacteurs de 900 MWe ;
- de la prise en compte des intérêts protégés, au regard de l'arrêté INB du 7 février 2012 en référence [24].

Les thèmes retenus sont le génie civil, les principaux organes en fonctionnement normal de rejets radioactifs liquides et gazeux au titre des éléments importants pour la prévention des inconvénients (EIPI), la qualification des matériels aux conditions accidentelles, la foudre, la spécificité de conception des matériels de sauvegarde, le traitement des fiches d'écarts, les tuyauteries, le séisme (tenue des supportages), le séisme (tenue des ancrages), le confinement et la ventilation, l'incendie et l'explosion.

À la suite de l'instruction, vous avez transmis par votre courrier en référence [91], une mise à jour de ce programme en intégrant trois thèmes complémentaires, à savoir, l'inondation interne, l'inondation externe et moyens locaux de crise (MLC).

Vous avez également complété des thèmes initiaux d'une part en intégrant les contrôles supplémentaires suivants :

- un contrôle relatif aux trémies dans le thème « incendie » ;
- un contrôle de la gestion des eaux pluviales dans le thème « génie civil » ;
- un contrôle des canalisations en béton à âme en tôle (tuyauteries et galeries) du circuit d'eau brute secourue (SEC) dans le périmètre du thème « génie civil » qui intégrera notamment le contrôle des compensateurs à ondes métalliques sur le circuit d'eau brute secourue (SEC) de Chinon ;

et d'autre part en ajoutant le contrôle des spécificités de réalisation de site au thème relatif aux spécificités de conception des systèmes de sauvegarde.

Si l'ASN note qu'onze des quinze thèmes retenus feront l'objet de contrôles *in situ*, l'ASN n'identifie pas à ce stade de renforcement notable des contrôles, ne serait-ce que, parmi les contrôles que vous prévoyez de réaliser, un certain nombre d'entre eux consiste essentiellement à dresser un état de l'application de programmes de base de maintenance préventive existants, voire à les mettre en application pour la première fois.

En outre, par rapport aux éléments déjà transmis, les éléments présentés dans votre courrier en référence [15] ne couvrent pas, a priori, l'ensemble des demandes de vérifications complémentaires exprimées lors de l'instruction, notamment :

- l'inventaire et le renforcement, si nécessaire, des contrôles en exploitation appliqués aux dispositifs passifs nécessaires à la démonstration de sûreté, dont la défaillance entraîne des conséquences potentiellement significatives pour la sûreté, la sécurité ou pour la poursuite d'exploitation des réacteurs ; des dispositions particulières pour permettre l'accès à ces dispositifs (notamment compte tenu des conditions d'ambiance) devant être étudiées le cas échéant ;
- l'intégration, dans le thème « traitement des fiches d'écart », d'une vérification de l'efficacité du processus de traitement des écarts matériels par :
 - o un réexamen des demandes d'interventions relatives aux anomalies matérielles en attente,
 - o une revue des spécificités de traitement des constats réalisés sur les matériels de génie civil relevant d'éléments importants pour la protection (EIP) des intérêts ;
- l'inventaire et la réalisation de contrôles complémentaires *in situ* pour les équipements déjà valorisés dans la démonstration de sûreté au titre de la prévention et la mitigation des accidents graves.

L'examen approfondi de votre programme ECOT VD4-900 se poursuivra à travers l'instruction des éléments transmis par votre courrier en référence [15] ainsi que des programmes détaillés que vous avez transmis par votre courrier en référence [91] ou transmettez ultérieurement conformément à votre courrier en référence [22].

Traitement des écarts

En ce qui concerne le traitement des écarts, vous prévoyez, dans votre programme transmis par vos courriers en références [12] et [91], de reconduire la stratégie appliquée lors des exercices précédents :

- un écart qui ne peut être laissé en l'état doit être corrigé dans un délai compatible avec les conclusions de l'analyse de nocivité et avant le redémarrage à la suite de la visite décennale ;
- en fonction de la typologie et du nombre d'écarts constatés, l'extension du périmètre de l'ECOT et l'accélération du programme de contrôle sur le palier, voire sur l'ensemble des réacteurs en exploitation, peuvent être envisagées.

Vous précisez également que le rapport de conclusion de réexamen de sûreté, établi pour chacun des réacteurs à l'issue de la VD4-900, se positionnera sur cet examen.

De façon générale, l'ASN vous avait également demandé, dans sa lettre en référence [3], d'être en mesure, à l'issue des vérifications devant couvrir l'ensemble des exigences définies pour les éléments importants pour la protection (EIP), de remettre en conformité vos installations dans des délais appropriés par rapport aux enjeux de sûreté liés aux éventuels écarts détectés.

Comme elle vous l'a aussi indiqué dans le cadre du réexamen associé aux VD3-1300, l'ASN considère que la résorption des écarts, y compris de ceux dont l'impact sur la sûreté est modéré, est un élément important pour envisager un fonctionnement pour dix ans supplémentaires d'un réacteur. À cet égard, l'ASN rappelle qu'elle a publié le guide n° 21 [90] qui détaille les modalités de traitement des écarts de conformité ainsi que les délais de traitement qu'elle juge acceptables.

En particulier, en cas de découverte d'écarts de conformité à caractère générique, vous devrez fournir, dans le cadre de l'analyse des écarts, votre position sur la nécessité de procéder à une extension des contrôles ou à une accélération du programme de l'ECOT sur les autres réacteurs en fonctionnement.

Demande CONF n°3 : Dans la perspective de votre programme « grand carénage », l'ASN vous demande de renforcer votre organisation afin d'être en mesure de corriger l'ensemble des écarts détectés, au regard de leur impact sur la sûreté, au plus tard avant la fin de la quatrième visite décennale de chaque réacteur de 900 MWe.

Par ailleurs, vous vous êtes engagés à résorber dans les études qui seront transmises lors de la VD4 900 l'ensemble des anomalies d'étude connues au 1^{er} juillet 2014. Concernant les anomalies d'étude déclarées après le 1^{er} juillet 2014, vous prévoyez leur résorption dans la mesure du possible et en fonction de leur enjeu de sûreté. Néanmoins, vous précisez [15] *« qu'en cas de découverte d'anomalies entraînant des conséquences sur le respect d'un critère de sûreté avec application des règles du dimensionnement et ne pouvant être résorbées en VD4-900, EDF appliquera le processus relatifs aux « écarts » qui comporte notamment la recherche des mesures compensatoires pertinentes afin de limiter les conséquences de ces écarts sur la démonstration de sûreté. La pertinence de ces mesures compensatoires sera analysée au regard du référentiel VD4-900 ».*

L'ASN considère que votre engagement n'est pas suffisant. En effet, votre processus relatifs aux « écarts » comporte l'évaluation de l'impact de l'écart par la réalisation de calculs sans application des règles d'étude du domaine de dimensionnement. En cas de respect des critères de sûreté après ces calculs, vous ne prévoyez pas la mise en place de mesures compensatoires. Or l'ASN considère qu'en cas d'anomalie d'étude remettant en cause le respect des critères de sûreté des conditions de fonctionnement de dimensionnement avec application des règles d'étude de ce domaine, il est nécessaire d'évaluer la faisabilité de la mise en œuvre de mesures compensatoires permettant de respecter ces critères.

Demande CONF n°4 : En cas d'anomalie conduisant au non-respect des critères de sûreté d'une étude des conditions de fonctionnement de dimensionnement, l'ASN vous demande d'identifier avant la visite décennale du premier réacteur concerné, les dispositions qui pourraient être mises en œuvre pour garantir le respect de ces critères avec application des règles d'étude du domaine de dimensionnement, et d'examiner la faisabilité et l'intérêt de ces dispositions.

Cas des études de conception

En complément à la vérification de l'état des matériels, un réexamen des notes d'études élaborées pour la conception des réacteurs doit contribuer à la vérification de la conformité de vos installations. Aussi, compte tenu des reprises d'études de conception déjà effectuées ou prévues, vous devrez vérifier si des études de conception d'EIP méritent d'être réexaminées dans le cadre de la démarche de vérification de la conformité des installations.

Demande CONF n°5 : L'ASN vous demande de proposer :

- **une méthodologie vous permettant d'identifier les systèmes importants pour la sûreté dont les études de conception n'ont pas été réexaminées depuis la mise en service des installations ou dont le retour d'expérience d'exploitation est défavorable ou dont la défaillance augmenterait notablement le risque de fusion du cœur en situation accidentelle pour fin mars 2016 ;**
- **un programme de revues de conception des systèmes ainsi identifiés, tels que construits, dans le cadre du réexamen associé aux VD4-900 pour fin septembre 2016.**

A.3. Essais particuliers à l'occasion des VD4-900

Vous n'aviez initialement pas prévu d'essais décennaux particuliers au-delà de ceux d'ores et déjà prévus dans le chapitre IX des règles générales d'exploitation (RGE). Toutefois, comme précisé dans votre courrier en référence [8], vous analyserez la nécessité de mettre en œuvre des essais particuliers, qui seraient réalisés après intégration du lot décennal de modifications sur les réacteurs du palier concerné en complément au programme d'essais de requalification réalisés. Dans votre courrier [15], vous confirmez reconduire votre démarche de définition d'essais décennaux appliquée lors des précédents réexamens de sûreté pour le réexamen de sûreté VD4-900, en analysant notamment le retour d'expérience des exercices précédents sur tous les paliers, les modifications matérielles réalisées depuis la VD3-900 jusqu'au réacteur « tranche tête de série » (TTS) VD4-900, les évolutions apportées à la démonstration de sûreté en VD4-900 hors modifications matérielles, l'exhaustivité des essais périodiques qui permettent de vérifier la performance des systèmes vis-à-vis de leur rôle dans la démonstration de sûreté.

Cette démarche n'appelle pas de remarque de l'ASN sur son principe.

Cependant, le retour d'expérience met en évidence la survenue régulière d'écarts, l'insuffisance de certaines requalifications fonctionnelles ou encore l'insuffisance de représentativité ou d'exhaustivité de certains essais périodiques (voir paragraphe A.2). En outre, de nombreuses modifications ont été réalisées depuis le démarrage des réacteurs et des écarts de conception, de réalisation ou de maintenance ont pu apparaître durant leurs 40 années d'exploitation.

Par ailleurs, certains EIP nécessitent des essais de longue durée. Les caractéristiques d'autres EIP peuvent s'être dégradées, par exemple à la suite d'opérations de maintenance particulières, certains essais sont réalisés dans des conditions non représentatives de celles où les EIP testés doivent réaliser leurs missions. Enfin, certains EIP, tels que la ventilation dans son ensemble, ne sont jamais testés dans le cadre actuel des essais périodiques. En conséquence, des essais particuliers complémentaires devront notamment contribuer à vérifier que l'ensemble des exigences définies pour ces EIP sont effectivement respectées.

Des essais particuliers pourraient compléter les essais et contrôles à réaliser lors des visites décennales prévus par ailleurs (notamment les essais périodiques au titre du chapitre IX des RGE, les essais de requalification à la suite de l'intégration des modifications et les contrôles réglementaires). Ces essais particuliers doivent permettre de s'assurer du maintien de la conformité du réacteur aux exigences définies lors de sa conception et de sa conformité aux exigences de sûreté réévaluées depuis la dernière vérification réalisée.

Ces essais doivent aussi viser à vérifier le comportement global de l'installation ou de ses fonctions de sûreté compte tenu des exigences et des performances attendues, en particulier au regard des modifications majeures (post-Fukushima, durée de fonctionnement, réexamen, programme « grand carénage »,...) qui auront été réalisées à l'issue des VD4 et à identifier les dérives du comportement de l'installation sur le moyen terme.

Par conséquent, en complément des dossiers prévus dans votre courrier en référence [15] sur la base de votre analyse ayant pour but d'identifier le besoin d'essais complémentaires aux requalifications individuelles des modifications réalisées en visite décennale, l'ASN considère que les réacteurs de 900 MWe devront faire

l'objet, avant le redémarrage qui suivra leur quatrième visite décennale, individuellement ou sur un réacteur « tranche tête de série », d'essais de requalification d'ensemble complémentaires, définis de façon à vérifier que les installations sont aptes à supporter les situations pour lesquelles elles sont prévues.

Demande CONF n°6 : L'ASN vous demande de définir, pour fin 2017, des essais complémentaires visant à vérifier, à l'issue de l'intégration des lots de modifications majeurs associés à la démonstration de sûreté VD4-900, le comportement fonctionnel d'ensemble des EIP vis-à-vis de leurs exigences définies et au regard des principales fonctions de sûreté. Ces essais porteront notamment sur les EIP pour lesquels le processus actuel d'essais périodiques et/ou décennaux actuels s'avérerait insuffisant, en termes de périmètre ou de fréquence.

Vous préciserez et justifierez ceux de ces essais qui seront à réaliser sur chaque réacteur et ceux qui pourront n'être effectués que sur un réacteur « tranche tête de série » représentatif en termes de résultats attendus.

A.4. Programme d'investigations complémentaires (PIC)

Le programme d'investigations complémentaires (PIC) est mis en œuvre en complément aux stratégies et aux programmes de maintenance depuis les VD2-900 pour répondre à une demande de l'ASN. Il vise à conforter les hypothèses retenues sur l'absence de dégradations survenues en exploitation dans des zones non couvertes par des programmes de maintenance.

Vous avez indiqué [6] que vous transmettiez en mars 2017, le PIC VD4-900, qui sera défini en « *utilisant le retour d'expérience des exercices menés sur les paliers, la mise en œuvre de l'AP913³, ainsi que le programme d'actions déjà prévues dans le cadre du traitement préventif des effets du vieillissement et de l'obsolescence des composants* ». Vous précisez que le PIC VD4-900 comportera également des contrôles par sondage des zones comportant des éléments importants pour la protection (EIP) pour tenir compte de la demande de l'ASN dans sa lettre en référence [3] portant sur le renforcement du programme de contrôle.

Vous prévoyez de reconduire le principe de la démarche mise en œuvre lors du PIC VD3-900, en tenant compte du retour d'expérience de la mise en œuvre de l'AP913. Sur ce dernier point, **l'ASN attire votre attention sur les composants passifs tels que les tuyauteries, les supports de tuyauteries et les organes de génie de civil qui ne sont pas couverts par les nouveaux programmes de maintenance rédigés selon le format « AP913 » mais doivent toutefois faire l'objet d'une surveillance au travers des « bilans systèmes » locaux, dont l'objectif est de rendre compte à échéance trimestrielle ou semestrielle de l'état de l'ensemble des systèmes du périmètre AP913 (systèmes, structures et composants actifs ou passifs).**

La méthodologie d'élaboration du PIC VD4-900 fera l'objet d'une note de méthodologie qui présentera la démarche, le périmètre et les domaines retenus, avec un découpage des systèmes, structures ou composants par domaine. Cette note précisera, en particulier, par domaine et par type de structures ou composants, les principaux modes de dégradation en service retenus pour mener l'analyse.

Vous confirmez par ailleurs dans votre courrier en référence [15] que les analyses associées au PIC VD4-900 seront étendues aux structures et composants contribuant aux risques liés à la sûreté de l'entreposage en piscine de désactivation, aux rejets vers l'environnement ainsi qu'à la défaillance de circuits assurant une mission post accidentelle.

³ Démarche Advanced Project (AP) 913 : il s'agit d'une méthode de gestion de la maintenance des matériels par objectif définie par l'Institute of Nuclear Power Operations (INPO) en 2001. L'objectif principal est d'éviter la défaillance de composants classés « critiques » pour la sûreté ou la disponibilité.

Le programme de travail proposé par EDF n'appelle donc pas de remarque supplémentaire de la part de l'ASN à ce stade.

Par ailleurs, le PIC contribuant à la vérification de l'adéquation des différents processus visant à maintenir la conformité des installations, l'extension de contrôles par sondage à des ouvrages et équipements couverts par ces processus permettrait d'en vérifier l'adéquation.

B. Maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence

Pour ce qui concerne la maîtrise du vieillissement, le réexamen de sûreté associé à la quatrième visite décennale des réacteurs de 900 MWe (VD4-900) marquera une échéance particulière. En effet, à partir de ce réexamen, certains systèmes, structures ou composants (SSC) de l'installation seront amenés à fonctionner au-delà de leurs hypothèses initiales de conception, en particulier pour des composants difficilement remplaçables comme la cuve ou certains câbles électriques. L'ASN avait formulé plusieurs demandes relatives à la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence dans son courrier en référence [3] que vous avez prises en compte.

Le DOR VD4-900 n'abordant que succinctement la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence, vous l'avez complété par une note en annexe à votre courrier en référence [12] qui répond également à la demande de justifications complémentaires formulée par l'ASN sur ce sujet dans son courrier en référence [7].

Dans cette note, vous expliquez que la démarche de maîtrise du vieillissement des installations s'appuie sur trois processus opérationnels pérennes :

- le processus de maîtrise du vieillissement des composants mis en œuvre à partir des VD3 et poursuivi en VD4 ;
- le processus d'inspection en service et de maintenance qui prend en compte l'hypothèse de la poursuite de l'exploitation des réacteurs jusqu'à VD4+20 ans ;
- le processus de traitement de l'obsolescence des matériels et pièces de rechange.

Cependant, quelques compléments demeurent nécessaires.

B.1. Processus de maîtrise du vieillissement

Pour les quatrièmes réexamens de sûreté des réacteurs de 900 MWe, vous proposez de reconduire la démarche de maîtrise du vieillissement appliquée depuis les troisièmes réexamens de sûreté de ces réacteurs, tout en renforçant les projets de rénovation et de remplacement de matériels dans la perspective d'une poursuite du fonctionnement jusqu'à 60 ans. Cette démarche repose à la fois sur une analyse générique réalisée au niveau national, notamment au travers des fiches d'analyse du vieillissement (FAV) et des dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE) génériques, et sur une analyse locale spécifique à chaque réacteur (« DAPE réacteur »).

Ce processus de maîtrise du vieillissement fera l'objet d'une revue de processus après dix années de mise en œuvre, que vous transmettez fin 2015, pour évaluer :

- sa capacité à anticiper l'identification et le traitement des mécanismes de vieillissement ;

- sa déclinaison par les CNPE ;
- son fonctionnement global, et notamment les interactions entre les différents acteurs locaux et nationaux impliqués.

Si la reconduction du processus de maîtrise du vieillissement tel que vous l'envisagez n'appelle pas de remarque dans son principe, l'ASN note toutefois des difficultés potentielles de planification de l'élaboration des documents génériques par rapport au calendrier prévisionnel de réalisation des premières VD4 des réacteurs de 900 MWe, compte tenu de l'évolution des référentiels de sûreté envisagée. Vous avez prévu la transmission en juin 2016 d'une méthode d'analyse de ces difficultés, notamment celles liées à l'évolution des référentiels.

Vous avez mis en place un programme de recherche et développement (R&D) en support du processus de maîtrise du vieillissement afin de progresser et de capitaliser les connaissances sur les mécanismes de vieillissement et sur les propriétés des matériaux à 60 ans. Utilisé pour faire évoluer les pratiques d'ingénierie et les moyens de surveillance et de contrôle, ce programme contribue également au développement de procédés de réparation ou de limitation des conséquences du vieillissement, ainsi qu'à l'expertise de matériels déposés. Vous avez transmis, en réponse à la demande de l'ASN en référence [3] sur l'identification des phénomènes de vieillissement, en particulier sur la base de programmes de Recherche et Développement (R&D) appropriés, des éléments par votre courrier en référence [93] que l'ASN examinera.

Enfin, l'ASN vous rappelle que, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, elle vous a demandé dans son courrier en référence [94] d'indiquer en quoi les éléments de réponse que vous apporterez pour les FAV et DAPE génériques VD3-1300 MWe auront un impact sur la prochaine révision, prévue en 2016, des FAV et DAPE génériques des réacteurs de 900 MWe qui devraient concerner la période entre les VD3 et les 20 ans suivant les VD4.

B.2. Critères d'aptitude à la poursuite de l'exploitation

Les « critères d'aptitude au service » ou de « pronostic de fin de vie » constituent des outils d'aide à la décision essentiels pour se prononcer sur la poursuite du fonctionnement au-delà de la quatrième visite décennale. Selon votre guide méthodologique sur la maîtrise du vieillissement des réacteurs de 900 MWe, de tels critères constituent une limite maximale acceptable des conséquences d'un mécanisme de dégradation sur une structure, un système ou un composant (SSC), pouvant être traduite en durée de vie prévisionnelle. Leur définition, est prévue pour tous les composants sensibles, notamment ceux faisant l'objet d'un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE). Or de tels critères ne sont pas mentionnés dans la note jointe à votre courrier en référence [12] décrivant votre démarche de maîtrise du vieillissement des installations pour les VD4-900.

Dans votre courrier en référence [15], vous confirmez l'introduction d'un paragraphe relatif aux critères d'aptitude à la poursuite de l'exploitation dans les DAPE génériques qui seront transmis en juin 2016, ainsi que d'un champ relatif à ces critères dans les FAV à l'occasion de leurs revues annuelles de 2015 à 2017 pour les composants ne faisant pas l'objet d'un DAPE générique.

L'ASN estime ce programme de travail acceptable.

B.3. Processus d'inspection en service et de maintenance

Votre politique de maintenance vise à garantir que le niveau de fiabilité requis pour les matériels et les systèmes est maintenu dans le temps, tout en anticipant certaines actions de manière à permettre l'extension de la durée de fonctionnement jusqu'à 20 ans après la VD4. Elle couvre à la fois la maintenance préventive dite courante et la maintenance dite exceptionnelle.

Pour garantir aux réacteurs de 900 MWe, une poursuite de fonctionnement jusqu'à VD4+20 ans, les stratégies de maintenance des équipements ont été complétées, lorsque nécessaire, par des opérations de maintenance exceptionnelle. Ces opérations sont programmées sur la période allant des VD3 aux VD4, voire au-delà.

Cas des matériels non remplaçables

Comportement des cuves

Pour ce qui concerne la cuve, vous constituez deux dossiers successifs (VD4+10 ans en 2015 puis VD4+20 ans fin 2017) pour démontrer la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe au-delà de la VD4. Ces éléments feront l'objet d'une instruction spécifique.

Comportement des enceintes de confinement

Les enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe sont des enceintes à simple paroi en béton précontraint recouverte à l'intrados par une peau d'étanchéité métallique, pour assurer le confinement statique d'une atmosphère éventuellement contaminée.

Ces enceintes de confinement font l'objet d'actions de maintenance préventive et d'un suivi continu complété par un essai périodique à la pression de conception, dont le but est de vérifier le maintien des performances de l'ouvrage, tant en termes de comportement mécanique que d'étanchéité.

L'ASN considère que les éléments mentionnés dans votre courrier en référence [9] sur la tenue des enceintes des réacteurs de 900 MWe à VD4+10 ans et l'analyse des pathologies telles que le gonflement interne du béton, le comportement et la corrosion des peaux métalliques devaient être complétés par :

- une synthèse présentant plus précisément le comportement mécanique différé à VD4+10 ans ;
- une synthèse sur la corrosion et les phénomènes pathologiques susceptibles d'affecter les enceintes (paroi en béton et peau métallique) à horizon VD4+10 ans, ainsi que sur les actions destinées à prévenir ou corriger les conséquences de ces phénomènes.

Ces synthèses devraient également intégrer les enseignements tirés de l'analyse de l'évolution à la hausse du taux de fuite de l'enceinte du réacteur n° 5 du Bugey pour laquelle une épreuve supplémentaire a été réalisée cinq ans après la troisième visite décennale, ainsi que de votre étude prévue sur le comportement mécanique des enceintes des réacteurs de Fessenheim.

Dans votre courrier en référence [15], vous prévoyez de prendre en compte les thèmes « comportement mécanique de l'enceinte » et « corrosion et phénomènes pathologiques » dans les DAPE « Enceintes des réacteurs 900 MWe » et « Structures de génie civil des centrales de 900 MWe vis-à-vis des risques de gonflement interne du béton » qui seront transmis en juin 2016, et dans lesquels seront aussi traitées les sujets relatifs à l'évolution du taux de fuite du réacteur n° 5 du Bugey et de comportement mécanique des enceintes des réacteurs de Fessenheim.

L'ASN vous rappelle que vous devez veiller à intégrer dans ces documents les derniers éléments disponibles, notamment en termes de résultats des programmes de maintenance et des actions

correctives en cours ou prévues relatifs aux dégradations des enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe.

Maintenance courante

Les programmes de maintenance préventive utilisés au démarrage des réacteurs ont évolué en intégrant le retour d'expérience national et international du comportement des structures et composants, par l'analyse notamment des constats effectués lors des contrôles ou lors des démontages des matériels et des événements survenus en exploitation.

La pertinence de vos stratégies de maintenance courante a fait l'objet d'une instruction spécifique, dont les conclusions seront à prendre en compte dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900.

Un certain nombre d'actions génériques importantes concernant plusieurs matériels électriques, pour lesquelles vous avez précisé les échéances dans votre courrier en référence [15], sont en cours. Par ailleurs, conformément aux orientations du projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs, les éléments apportés pour les structures et matériels « participant à la fonction source froide de sûreté et circuits SEC » aboutissent à la définition d'une doctrine de maintenance mise à jour, ce qui est satisfaisant à ce stade.

Opérations de maintenance exceptionnelles

Cadre générique

Vous qualifiez de maintenance « exceptionnelle » les opérations (remplacements, rénovations ou réparations) qui se distinguent de la maintenance préventive courante par :

- un investissement financier important ;
- le caractère singulier de l'opération, unique dans la période d'exploitation d'un réacteur ;
- une difficulté technique ;
- des délais d'étude ou de fabrication longs ;
- un impact fort de la réalisation de l'opération sur les durées d'arrêt des réacteurs.

Dans votre courrier en référence [12], en plus de certaines actions de maintenance courante ainsi que des études ou des actions de recherche et développement supplémentaires, vous présentez les actions de maintenance exceptionnelle décidées ou envisagées pour plusieurs matériels, conformément notamment à votre projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs.

Si l'ASN considère votre démarche satisfaisante dans le principe, elle observe toutefois que vous n'apportez pas de conclusion claire sur l'engagement d'un programme de maintenance exceptionnelle sur certains matériels et systèmes qui font pourtant l'objet d'un retour d'expérience national ou international défavorable. Il s'agit par exemple des moteurs électriques fonctionnant moins de la moitié du temps, du turbo-alternateur du système d'alimentation électrique d'ultime secours (LLS), des zones de mélange principales du système de refroidissement à l'arrêt du réacteur (RRA) ou des dispositifs autobloquants (DAB) des gros composants du circuit primaire et des tuyauteries primaires et secondaires.

Pourtant, au regard du retour d'expérience national et international défavorable sur certains matériels, l'ASN considère que vous devriez être en mesure de statuer sur la nécessité d'engager des programmes de maintenance exceptionnelle par une utilisation plus poussée des FAV, avec l'établissement systématique d'un pronostic de durée de vie et de critères de fin de vie ou de fiabilité en service. De plus, si l'opportunité d'une maintenance exceptionnelle est discutée pour un certain nombre de matériels remplaçables, il n'apparaît pas clairement que cette réflexion ait abouti pour tous les matériels concernés par le vieillissement. Ainsi, le caractère suffisant de votre stratégie de maintenance exceptionnelle, qui n'avait pas pu être apprécié à l'occasion de l'instruction du projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs, ne peut toujours pas l'être malgré les nouveaux éléments présentés dans votre courrier en référence [12]. Or l'ASN estime que tous les matériels couverts par des FAV devraient faire l'objet d'une réflexion sur la nécessité d'une maintenance exceptionnelle.

Dans votre courrier en référence [15], vous indiquez que votre position sur la nécessité d'engager des actions complémentaires, en incluant la maintenance exceptionnelle, pour assurer la maîtrise du vieillissement pendant la période décennale suivant la VD4, sera finalisée dans les « DAPE réacteur ».

L'ASN considère que cette approche est satisfaisante étant donnée la généralisation progressive des critères d'aptitude dans les FAV qui composent les « DAPE réacteur ».

Cependant, pour les SSC ne faisant pas l'objet d'un DAPE générique et pour lesquels un risque de dépassement du critère d'aptitude au service est identifié dans les FAV, l'ASN estime nécessaire que le besoin de maintenance exceptionnelle soit examiné dans les FAV.

Demande CONF n°7 : L'ASN vous demande d'inclure une étude de maintenance exceptionnelle (réparation ou remplacement) dans les FAV des matériels (ne faisant pas l'objet d'un DAPE générique) pour lesquels un risque de dépassement du critère d'aptitude en service est identifié.

Cas des tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles

Pour les tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles, vous avez apporté des éléments basés notamment sur un travail important de collecte de données sur le site du Bugey et la définition du domaine d'application du logiciel BPWORKS™, utilisé pour réaliser votre analyse de risques.

Les contrôles de tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles ne seront pas restreints à celles présentant le niveau de risque le plus élevé à l'issue de l'analyse au moyen du logiciel BPWORKS™, mais concerneront l'ensemble des tuyauteries dont la défaillance constitue un risque à l'égard de la sûreté, de la radioprotection ou de l'environnement. Dans votre courrier en référence [15], vous indiquez que l'historique des défaillances issues des tassements de sols ou de bâtiments est bien pris en compte par le logiciel BPWORKS™ et que votre programme d'expertise prendra en compte le retour d'expérience, y compris celui des tassements et des constats issus du tassement pour affiner la liste des tronçons de système à inspecter.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Enfin, au vu des éléments disponibles à ce stade, le respect du calendrier des actions prévues, à savoir la réalisation des diagnostics, des pronostics et de réparations, avant les premières VD4 sur le site du Bugey, du Tricastin et de Fessenheim, présente de fortes incertitudes quant au déploiement complet du programme (par exemple, les moyens d'examen pour le diagnostic de l'état des tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles n'étaient pas disponibles fin octobre 2014).

Dans votre courrier en référence [15], vous vous engagez à présenter un programme de contrôles suffisant pour vous prononcer sur l'aptitude à la poursuite de l'exploitation de l'ensemble des réseaux de tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles, eu égard aux risques que leur défaillance induit sur la sûreté, la radioprotection et l'environnement. L'ASN estime acceptable l'échéance de décembre 2015 pour le site du Bugey que vous mentionnez, mais observe qu'aucune échéance n'est indiquée pour les autres sites.

Demande CONF n°8 : L'ASN vous demande de lui préciser, sous six mois, l'échéance de transmission, du programme de contrôles de l'état des tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles pour les sites du Tricastin et de Fessenheim.

En outre, vous précisez que les défauts qui pourraient être relevés lors des contrôles sur les tuyauteries enterrées feront l'objet d'une analyse de nocivité qui définira, en cas de nécessité de réparation, le délai d'intervention. Par conséquent, l'échéance de la remise en conformité n'est pas forcément fixée à la VD4.

Votre engagement n'apporte, à ce stade, aucune visibilité sur le calendrier de remise en conformité de ces tuyauteries sur le site du Bugey ou sur d'autres sites tels que ceux de Fessenheim ou du Tricastin.

Demande CONF n°9 : L'ASN vous demande de définir les échéances de remise en conformité des tuyauteries enterrées ou difficilement accessibles dont la défaillance induirait un risque significatif sur la sûreté, la radioprotection et l'environnement au plus tard en VD4.

Cas des matériels électriques

L'ASN n'a pas de remarque sur les matériels électriques pour lesquels vous prévoyez une maintenance exceptionnelle comme indiqué dans votre courrier en référence [15]. Pour d'autres matériels électriques pour lesquels vous n'identifiez pas la nécessité de maintenance exceptionnelle (les câbles, traversées et connectiques, les armoires de distribution électriques et les moteurs basse tension, hors servomoteurs), vous vous appuyez notamment sur votre démarche de qualification, ce qui n'amène pas à ce stade de remarque de la part de l'ASN (voir paragraphe B.5).

Cependant, concernant les groupes électrogènes diésels, vous ne prévoyez a priori aucune maintenance exceptionnelle en VD4. Or les culasses des moteurs diésels des réacteurs de type CPY sont concernées par un problème générique de fissurations susceptible de mettre en cause leur disponibilité dans les situations de perte totale des alimentations électriques (MDTE) de long terme.

L'ASN considère donc que vous devez tout mettre en œuvre pour disposer, au plus tôt, de l'ensemble des éléments permettant de démontrer la disponibilité des groupes électrogènes diésels dans les situations de MDTE de long terme et définir un processus permettant de garantir dans le temps cette disponibilité, tenant compte de la problématique de fissuration des culasses.

Dans votre courrier en référence [15], vous avez apporté des précisions (contrôle systématique, revue de conception, système de suivi, remplacement par des culasses neuves, mise à jour de FAV) sur votre traitement de cette dégradation. L'ASN se prononcera ultérieurement sur la suffisance des dispositions que vous proposez.

Maintenance exceptionnelle anticipative

La maintenance exceptionnelle anticipative vient compléter la stratégie de maintenance exceptionnelle en développant des opérations et des outillages de réparation, rénovation ou de remplacement pour faire face à des aléas survenant lors des arrêts de réacteur, regroupées sous le vocable de « dossiers d'assurance ». L'ASN considère votre processus comme satisfaisant dans son principe, mais, au cours de son instruction, elle n'a pu apprécier l'apport de ces dossiers d'assurance à la maîtrise du vieillissement des SSC, ni se prononcer sur leur caractère suffisant du fait du manque de détails.

Dans votre courrier en référence [15], vous confirmez la transmission d'une note qui décrira les modalités d'instruction et de validation des dossiers d'assurance liés à la maîtrise du vieillissement pour fin 2015.

Toutefois, l'ASN relève que si cette note apportera un éclairage sur le processus de décision à la base de la constitution des dossiers d'assurance, la mise en œuvre des opérations de maintenance exceptionnelle couvertes par vos dossiers d'assurance à l'occasion d'un arrêt de réacteur pourrait nécessiter dans certains cas son approbation préalable mais qu'en l'absence de connaissance anticipée des dossiers, l'ASN ne peut préjuger du délai nécessaire à cette éventuelle approbation. Elle considère donc qu'une information régulière est nécessaire sur l'état d'avancement de ces dossiers.

Demande CONF n°10 : L'ASN vous demande de lui présenter d'ici fin 2016, pour instruction préalable, les méthodes de maintenance exceptionnelle anticipative ou de réparation que vous développez.

Examens non destructifs

Eu égard à l'importance des essais non destructifs (END) dans la démarche de maîtrise du vieillissement, l'ASN vous avait demandé dans son courrier cité en référence [3] de poursuivre vos efforts pour disposer de procédés d'END performants pendant toute la durée de fonctionnement des réacteurs et de lui faire part de vos orientations dans ce domaine sous un an.

Vous indiquez dans votre courrier en référence [12], les quatre orientations principales que comporte votre programme pour les END et prévoyez la mise à jour de votre note relative à l'évolution des END à l'horizon d'une vingtaine d'années après les VD4.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

B.4. Processus de traitement de l'obsolescence des matériels et pièces de rechange

Contrôle commande

Votre observatoire du vieillissement et de l'obsolescence du contrôle-commande (OVCC) est en charge de définir les actions pour se prémunir de l'obsolescence technologique du contrôle-commande. Vous indiquez que cet observatoire (OVCC) a principalement concentré ses travaux sur les systèmes de contrôle-commande centralisé.

L'ASN considère que ces actions de suivi du contrôle-commande centralisé sont satisfaisantes mais rappelle cependant que les rénovations du contrôle-commande IPS-NC des réacteurs de 900 MWe devront faire l'objet d'une attention particulière, en particulier en regard des niveaux d'exigences retenus sur l'EPR pour des équipements et systèmes d'importance similaire en termes de sûreté.

Concernant le contrôle-commande dédié/décentralisé EIP pour la sûreté (EIPS), vous n'avez mené aucune action lors de l'OVCC. Vous indiquez, dans votre courrier en référence [12], que l'essentiel des difficultés devrait concerner ces systèmes (notamment systèmes de détection incendie, de régulation de ventilation et de conditionnement thermique).

Dans votre courrier en référence [15], vous confirmez la fourniture, d'ici fin 2017 d'une synthèse sur les risques d'obsolescence des systèmes de contrôle commande dédiés/décentralisés EIPS en indiquant pour chacun la stratégie de pérennité retenue (maintien ou si besoin remplacement à neuf ou rénovation).

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Distribution électrique et relayages

Vous indiquez que l'observatoire du vieillissement des matériels électriques (OVME) a vocation à traiter de l'ensemble des tableaux électriques EIPS, les batteries, les relayages de commandes (y compris les interrupteurs d'arrêt d'urgence) et les transformateurs haute tension/basse tension (HTA⁴/BT) et basse tension/basse tension (BT/BT). Certains composants de distribution électrique, notamment le relaiage, seront remplacés au titre de l'obsolescence. Néanmoins d'autres composants, non encore explicitement identifiés, pourraient également être remplacés à ce titre.

Demande CONF n°11 : L'ASN vous demande d'identifier les composants de distribution électrique à fort risque d'obsolescence technologique et de présenter le calendrier de remplacement associé pour faire face à ce risque.

Composants électriques programmés

Pour faire face à l'impossibilité de trouver sur le marché des matériels de remplacement analogiques pour certains équipements (relayages, instrumentations, variateurs de puissance et de vitesse), vous devez les remplacer par des équipements électriques programmés. À l'issue des VD4-900, l'ensemble des composants électriques programmés (CEP) installés sur les réacteurs de 900 MWe et réalisant des fonctions importantes pour la sûreté doivent avoir fait l'objet d'une qualification fonctionnelle renforcée (QFR). Les exigences de conception des CEP ont été définies et formalisées dès 2002 dans le cadre du code relatif aux règles de conception et de construction des matériels électriques des îlots nucléaires (RCC-E). Or, pour certains CEP, vous faites état de difficultés à prononcer cette qualification fonctionnelle renforcée, tant en termes de délai que d'informations disponibles a posteriori sur leur conception et leur développement.

Vous précisez à cet égard, dans votre courrier en référence [15], que les CEP utilisés sur des matériels classés 1E pour réaliser des fonctions de protection et de sauvegarde, qui seront maintenus en exploitation au-delà

⁴ HTA : concerne les installations électriques dans lesquelles la tension excède 1 000 volts sans dépasser 50 000 volts en régime alternatif.
BT : concerne les installations électriques dans lesquelles la tension est comprise entre 50 et 1 000 volts en régime de tension alternative

de la VD4 des réacteurs de 900 MWe, feront l'objet, un an avant la première VD4 d'un réacteur de 900 MWe, d'une qualification fonctionnelle renforcée selon le code RCC-E et que les équipements existants du noyau dur post-Fukushima seront également pris en compte.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

B.5. Maintien de la qualification

Les matériels qualifiés aux conditions accidentelles (MQCA) sont pris en compte dans le cadre des trois processus évoqués précédemment : « maîtrise du vieillissement », « maintenance exceptionnelle » et « traitement de l'obsolescence ». Une démarche complémentaire leur est néanmoins appliquée pour traiter du maintien de leur qualification au-delà de l'hypothèse de durée de vie de 40 ans prise en compte lors de leur qualification initiale.

La durée de vie constitue une hypothèse du processus de qualification initiale, prise en compte dans la phase d'appréciation du comportement du matériel dans le temps qui précède les essais en conditions accidentelles. Des prescriptions de maintenance issues du processus de qualification complètent la qualification initiale par le remplacement à périodicité fixée des composants jugés sensibles au vieillissement.

Vous avez proposé de mettre en œuvre un programme de qualification progressive lorsque la durée de vie d'un équipement qualifié devient inférieure à la durée d'exploitation prévue pour cet équipement. La qualification progressive fait appel à une ou plusieurs méthodes des six méthodes que vous retenir.

Matériels mécaniques

La durée de vie constitue une hypothèse du processus de la qualification initiale. Vous avez proposé de mettre en œuvre un programme de qualification progressive lorsque la durée de vie d'un équipement qualifié devient inférieure à la durée d'exploitation prévue pour cet équipement.

Dans son courrier cité en référence [3], l'ASN a considéré « *comme acceptable, dans son principe, l'établissement d'une démarche de qualification progressive par famille d'équipements, fondée notamment sur les résultats d'essais sur prélèvement ou d'expertises ciblées d'équipements* ».

Conformément à votre engagement pris dans le cadre de l'instruction des orientations du projet d'extension de la durée de fonctionnement, vous avez établi un programme complémentaire d'expertise sur un échantillon de matériels qui n'ont pas été considérés comme sensibles au vieillissement, mais qui sont néanmoins importants en situations accidentelles.

L'ASN estime nécessaire que vous établissiez désormais, sur la base des conclusions de ce programme d'expertise, un programme opérationnel de qualification en vue des premières VD4 qui précise quand et comment sera prononcée la qualification de chaque MQCA mécanique.

Vous avez indiqué [15] que vous mettrez à jour les dossiers de qualification des pompes et de la robinetterie pour intégrer la durée de vie qualifiée de 60 ans au plus tard en décembre 2017 pour les réacteurs de 900 MWe de type CPY et en juillet 2018 pour les réacteurs de 900 MWe de type CP0, les programmes de travail pour la mise à jour de ces documents de qualification des groupes motopompes et de la robinetterie étant transmis fin 2015.

Ce point n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Matériels électriques

Vous distinguez deux groupes d'équipements électriques :

- ceux dont le remplacement est jugé difficile et qui font ou feront l'objet d'un DAPE où la qualification est abordée ;
- les équipements électriques remplaçables et qui feront l'objet d'une note de stratégie de qualification progressive.

Dans son courrier cité en référence [3], l'ASN vous a demandé « *dans la mesure où le critère de perte d'isolement de câbles représente un effet falaise, de développer des lois de prévision du vieillissement et une méthode de surveillance des câbles électriques, qui font l'objet d'une qualification aux conditions accidentelles, prenant en compte cet aspect du vieillissement* ».

À ce stade, l'ASN considère que les différents prélèvements, expertises, analyses, études, mises à jour des DAPE des matériels concernés que vous avez entrepris ou allez entreprendre d'ici 2017 pour les équipements électriques difficilement remplaçables (câbles K1⁵, câbles K3⁶, traversées électriques et contrôle-commande) sont satisfaisants.

Cependant, si vous souhaitez vous positionner au-delà de dix années supplémentaires d'exploitation, et compte tenu de la complexité de l'établissement des corrélations entre les propriétés chimiques d'une part et les propriétés électriques en conditions accidentelles d'autre part, l'ASN considère que vous devrez poursuivre les expertises sur les matériaux prélevés les plus contraints (débit de dose, température, temps).

Concernant les autres matériels qualifiés aux conditions accidentelles (matériels AG, K1, K2 et K3⁷), vous confirmez dans votre courrier en référence [15] la transmission :

- d'une note de stratégie de qualification progressive par famille de matériel d'ici fin 2015 ;
- d'une mise à jour de la note de synthèse de qualification, incluant les résultats des expertises et des essais effectués sur les prélèvements qui vous ont permis de vous prononcer sur l'extension de qualification de l'équipement aux conditions accidentelles en décembre 2017 pour les réacteurs de 900 MWe de type CPY et en juillet 2018 pour les réacteurs de 900 MWe de type CP0.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

B.6. Dossiers de référence réglementaires du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux

En ce qui concerne le maintien de l'intégrité du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) des réacteurs de 900 MWe au-delà de leurs VD4, vous avez présenté à l'ASN les orientations retenues pour la mise à jour des dossiers de référence réglementaires (DRR), conformément à l'article 4 de l'arrêté du 10 novembre 1999 en référence [89]. Ces DRR, dont l'objectif est de rassembler en un dossier tenu

⁵ La qualification de niveau K1 permet de justifier l'aptitude d'un élément implanté dans le bâtiment réacteur à assurer ses fonctions d'une part, dans les conditions d'ambiance en fonctionnement normal et en cas de séisme et, d'autre part, dans les conditions d'ambiance en situation d'accident.

⁶ La qualification de niveau K3 permet de justifier l'aptitude d'un élément situé hors de l'enceinte de confinement à assurer ses fonctions dans les conditions d'ambiance en fonctionnement normal et sous sollicitation sismique.

⁷ La qualification de niveau K2 permet de garantir l'aptitude d'un élément implanté dans le bâtiment réacteur à assurer ses fonctions dans les conditions d'ambiance en fonctionnement normal et en cas de séisme.

à jour l'ensemble des éléments qui concourent à la justification de cette intégrité, comportent deux parties distinctes :

- l'appropriation technique par l'exploitant des dossiers qui ont été élaborés lors de la phase de construction des appareils pour apporter à l'ASN les garanties nécessaires sur l'intégrité de ceux-ci. L'exploitant est responsable de la mise à jour de ces éléments en fonction, en particulier, du retour d'expérience induit par une évolution significative des connaissances remettant en cause le dossier initial ;
- les dispositions, du ressort de l'exploitant, permettant d'assurer le maintien dans le temps de la garantie d'intégrité des appareils compte tenu de leurs conditions d'exploitation et de leur évolution.

Sur la base des documents que vous avez présentés et sous réserve des réponses que vous apporterez aux demandes ci-après, l'ASN considère acceptables la méthodologie et les orientations retenues pour la mise à jour des DRR lors de la quatrième visite décennale des réacteurs de 900 MWe et pour la poursuite de leur fonctionnement jusqu'à 20 ans après leur VD4. Toutefois, ces orientations seront ré-analysées à l'occasion des cinquièmes visites décennales.

Calendrier

L'ASN note que le calendrier de mise à jour des DRR que vous prévoyez est extrêmement serré et que des échanges réguliers, tels qu'ils ont déjà pu avoir lieu, entre vous, l'ASN et l'IRSN doivent être maintenus à intervalles réguliers afin de faciliter l'instruction des différents dossiers.

Par ailleurs, la révision définitive des doctrines de maintenance et des programmes de base de maintenance préventive ne pourra être engagée qu'à l'issue de la mise à jour des DRR. La pratique actuelle d'instruction des documents de maintenance (transmission par EDF des projets de doctrine de maintenance et PBMP suffisamment en amont des VD) permet à l'ASN de formuler des observations sur leur contenu et demander des compléments. L'ASN considère que cette pratique devra être reconduite lors des VD4.

Demande CONF n°12 : L'ASN vous demande :

- **de mettre en place des points d'étape annuels, a minima sur le déroulement de la mise à jour des DRR et des documents de maintenance afin d'identifier suffisamment tôt d'éventuelles difficultés ;**
- **de transmettre, à l'occasion de ces points d'étape, des éléments de visibilité et un échéancier consolidé sur la mise à jour des doctrines et programmes de base de maintenance préventive applicables au circuit primaire principal et aux circuits secondaires principaux.**

Programmes de contrôles

L'augmentation de la durée de fonctionnement considérée dans vos études ainsi que la prise en compte du retour d'expérience vous conduiront à identifier de nouvelles zones sensibles à un mode de dégradation. L'ASN considère que ces nouvelles zones sensibles devront faire l'objet d'un contrôle « point zéro » lors des VD4 afin d'apporter une garantie quant à l'état réel des appareils.

Au regard de l'échéance de la première VD4 qui aura lieu en 2019, l'ASN considère que vous devez engager dès à présent le développement et la qualification des essais non destructifs adaptés.

Demande CONF n°13 : L'ASN vous demande de procéder à des contrôles de l'ensemble des nouvelles zones identifiées comme sensibles à un mode de dégradation au plus tard lors de la VD4 du réacteur concerné. L'ASN considère que le développement de procédés d'essais non destructifs

à qualifier doit être engagé dès à présent pour les zones concernées, sans attendre l'aboutissement des calculs de classement des zones, avec comme objectif d'utiliser ces procédés pour un contrôle exhaustif ou par sondage dès la VD4 selon le classement final des zones.

Par ailleurs, conformément aux dispositions de l'article 15 de l'arrêté en référence [89] et sa circulaire, et en cohérence avec la demande D10 du courrier en référence [3] vous demandant de renforcer les programmes des contrôles des EIP, l'ASN vous rappelle que la visite complète est l'occasion de vérifier le bon état de parties du réacteur non visitées habituellement. En particulier, l'ASN considère que les zones concernées par le risque de fissuration par fatigue devront faire l'objet d'un examen par sondage élargi afin d'apporter une garantie complémentaire quant à la validité des études. De plus, l'ASN considère que les viroles porte-tubulures des cuves, susceptibles de présenter des défauts sous revêtement engendrés lors de leur fabrication, doivent également faire l'objet d'un programme de contrôle élargi.

Demande CONF n°14 : L'ASN vous demande, dans le cadre de votre « programme d'investigation complémentaire », de prévoir un taux de sondage significatif sur les zones concernées par la fissuration par fatigue et sur les viroles porte-tubulures des cuves, tout en renforçant par ailleurs les contrôles aléatoires sur les zones où aucune dégradation n'est redoutée.

De plus, certains coins de tubulure de cuve présentent des indications de défauts sous revêtement engendrés lors de leur fabrication. Or, à ce jour, tous ces défauts n'ont pas fait l'objet d'examen de caractérisation visant à connaître leurs dimensions et leur orientation.

Demande CONF n°15 : L'ASN vous demande de caractériser l'ensemble des indications relevées sur les coins de tubulure de cuve au plus tard lors de la quatrième visite décennale de chacun des réacteurs concernés.

Transitoires considérés

Vous ne tenez pas compte des transitoires particuliers survenus sur les réacteurs (coups de bélier, conduites en thermosiphon, événements de troisième catégorie...) dans l'évaluation de l'endommagement progressif des appareils dû à la fatigue.

Demande CONF n°16 : L'ASN vous demande d'évaluer les conséquences de transitoires particuliers survenus sur les réacteurs en exploitation (coups de bélier, conduites en thermosiphon, événements de troisièmes catégories...) sur l'endommagement des matériaux.

Par ailleurs, vous souhaitez modifier la définition de plusieurs situations⁸ afin de faciliter leur comptabilisation. En particulier, vous souhaitez porter l'amplitude maximale de la température du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) de 152 °C à 160 °C dans le cadre de la situation 42B et réévaluer un certain nombre de transitoires de deuxième catégorie présentant une différence de pression entre le circuit primaire et le circuit secondaire de 120 bar, sans avoir apporté les justifications nécessaires à la vérification de l'absence d'impact de telles modifications de la définition des situations.

Demande CONF n°17 : L'ASN vous demande de justifier chaque modification que vous apporterez à la définition des situations.

⁸ les situations sont définies dans l'arrêté du 10 novembre 1999 : 1) Situations de deuxième catégorie : situations dans lesquelles peut se trouver l'appareil au cours du fonctionnement normal, c'est-à-dire tant en marche continue que pendant les régimes transitoires et les incidents courants de fonctionnement ; 2) Situations de troisième catégorie : situations exceptionnelles dans lesquelles peut se trouver l'appareil dans des circonstances accidentelles très peu fréquentes mais dont l'éventualité doit être envisagée ; 3) Situations de quatrième catégorie : situations qui apparaîtraient dans des circonstances accidentelles hautement improbables dont les conséquences sur la sécurité de l'appareil sont cependant étudiées.

Vous souhaitez modifier la catégorie attribuée aux situations liées aux brèches supérieures à un pouce qui sont aujourd'hui considérées comme relevant de la quatrième catégorie. Conformément à la méthodologie retenue lors de la réunion de la section permanente nucléaire (SPN) de la commission centrale des appareils à pression (CCAP) du 9 juin 1987, ce classement est déterminé sur la base d'études statistiques. Toutefois, vous n'avez avancé aucun argumentaire basé sur des études statistiques dans votre demande de modification du classement des brèches supérieures à un pouce.

Demande CONF n°18 : L'ASN vous demande d'appliquer les coefficients de sécurité associés aux transitoires mécaniques de troisième catégorie pour les événements déclencheurs de probabilité supérieure à 10^{-4} par année réacteur, lesquels ne sauraient être considérés comme « hautement improbables » du point de vue des études mécaniques.

En complément des études de tenue mécanique des cuves aux situations définies dans le dossier des situations (DDS), EDF étudie la tenue mécanique des cuves à des transitoires additionnels. La recherche de transitoires additionnels au DDS comprend notamment le cumul d'une situation de deuxième catégorie et de défaillances. Ces défaillances sont identifiées en cherchant à augmenter l'apport de froid ou à conserver une pression importante dans le circuit primaire.

Vous n'avez pas étendu cette démarche aux situations de plus haute catégorie. Or certaines situations associées à des défaillances (par exemple en situation d'APRP de troisième catégorie avec défaillance de l'injection de sécurité) pourraient se révéler plus pénalisantes que les scénarios actuellement étudiés dans les dossiers de tenue des cuves.

Demande CONF n°19 : Dans le cadre des dossiers « tenue mécanique des cuves », l'ASN vous demande d'étendre aux transitoires de troisième catégorie la démarche de recherche et d'étude de transitoires additionnels déjà utilisée en deuxième catégorie.

Mise à jour des données matériaux

Concernant le vieillissement thermique des aciers moulés austéno-ferritiques, l'ASN considère qu'indépendamment de toute approche calculatoire relative au risque de rupture brutale, il ne paraît pas envisageable de maintenir en service au-delà de la durée de la conception initiale des composants qui présenteraient, dans leurs conditions normales de service, des caractéristiques inférieures à celles exigibles pour les équipements sous pression conventionnels mentionnées dans la directive européenne dédiée. Au regard de la complexité technique de ce sujet, une instruction menée par l'IRSN et l'ASN est en cours sur ce sujet.

Par ailleurs, les coudes moulés laissés en place après les opérations de remplacement de générateurs de vapeur (RGV) peuvent présenter des zones écrouies à proximité de la soudure. En conséquence, l'ASN considère d'ores et déjà qu'il est nécessaire d'apporter des éléments complémentaires relatifs à l'effet de l'écrouissage sur le vieillissement des coudes moulés en aciers austéno-ferritiques.

Demande CONF n°20 : L'ASN vous demande d'étudier l'effet de l'écrouissage sur le vieillissement thermique des coudes austéno-ferritiques laissés en place après une opération de remplacement de générateur de vapeur.

Concernant les études relatives au vieillissement des matériaux soumis à l'irradiation, l'influence des contraintes de service sur le vieillissement des matériaux soumis à l'irradiation n'est pas prise en compte par le programme de surveillance de l'irradiation (PSI) des cuves.

Demande CONF n°21 : L'ASN vous demande de compléter votre programme de travail en étudiant l'influence des contraintes de service sur le vieillissement des matériaux soumis à l'irradiation.

Concernant les études relatives au vieillissement des soudures homogènes en acier austénitique, des programmes sur maquettes ont été engagés pour préciser et valider les données disponibles sur le vieillissement des joints soudés du CPP. Ces programmes portent sur des soudures réalisées par procédé fil-flux, électrodes enrobées ou « tungsten inert gas » (TIG), utilisés sur le CPP mais ne couvrent pas certains procédés particuliers utilisés par le passé tels que les soudures « électroslag » des volutes de groupe moto-pompe primaire (GMPP) des réacteurs de type CP0.

Demande CONF n°22 : L'ASN vous demande d'étudier le vieillissement thermique de tous les types de joints soudés existants sur le circuit primaire principal en élargissant votre programme de caractérisation sur maquette et en incluant notamment les procédés particuliers utilisés sur certains réacteurs.

Nouveau référentiel d'évaluation des dommages par fatigue

Concernant l'évaluation des dommages par fatigue, vous avez soumis à l'association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires (AFCEN) deux propositions de modification des règles de conception et de construction des matériels mécaniques des îlots nucléaires des REP (RCC-M) fin 2014 pour les aciers austénitiques, les aciers austéno-ferritiques et les alliages à base Nickel, il s'agit :

- de la nouvelle courbe de conception « en air » ;
- d'un facteur permettant de prendre en compte les effets environnementaux (température élevée et contact avec le milieu primaire) sur le facteur d'usage.

Vos propositions sont basées sur les modèles présentés dans le rapport de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) NUREG/CR 6909 [97] que vous avez adaptés car vous les avez jugés trop conservatifs. L'ASN considère qu'il est nécessaire de connaître avec plus de précisions les marges, facteurs de sécurité et incertitudes associées à cette nouvelle méthode. De plus, les modifications que vous proposez sont basées en partie sur une base de données issue de 23 essais seulement.

Demande CONF n°23 : L'ASN vous demande d'élargir votre base de données afin de vous assurer du caractère conservatif du nouveau référentiel d'évaluation des dommages liés à la fatigue sur les aciers austénitiques, notamment en ce qui concerne la définition des coefficients de passage de la courbe moyenne en air à la courbe de conception et leur cohérence avec la prise en compte des effets d'environnement.

De plus, vous affirmez que le modèle proposé pour les aciers austéno-ferritiques permet de couvrir les alliages à base de nickel. L'ASN considère que des éléments justificatifs complémentaires sont nécessaires.

Demande CONF n°24 : L'ASN vous demande de compléter votre démonstration pour la prise en compte des effets d'environnement par des études visant à valider l'extension de la démarche aux alliages austéno-ferritiques et aux alliages à base nickel.

Par ailleurs, vous ne retenez pas d'effets d'environnement sur les aciers ferritiques, constitutifs des CSP, en

raison du taux d'oxygène dissous insuffisamment élevé.

Demande CONF n°25 : L'ASN vous demande de compléter votre programme de travail afin de préciser l'effet de l'environnement sur l'endommagement par fatigue des circuits secondaires principaux.

Amélioration des connaissances sur les chargements thermiques

Vous mettez en place une campagne d'instrumentation dont l'objectif est d'affiner les connaissances des chargements thermiques pour les zones sensibles à la fatigue thermique des CPP et CSP, en particulier pour les « bras morts ». Cette campagne se concentre plus particulièrement sur le phénomène de stratification et exclut la problématique des zones de mélange. Cette campagne est réalisée au moyen de capteurs de température en paroi externe des tuyauteries. Le champ thermique et les chargements qui en résultent dans la paroi sont déterminés par le biais d'une méthode analytique.

La validation de cette méthode analytique ne s'appuie que sur des calculs ou des publications scientifiques mais ne comporte pas de vérification avec des essais.

Demande CONF n°26 : L'ASN vous demande de réaliser des essais expérimentaux visant à consolider le domaine de validité de la méthode mise en œuvre pour évaluer les gradients thermiques et les chargements en paroi interne des zones sensibles à la fatigue thermique.

Relaxation des contraintes dites secondaires

Sur la base de la méthode déjà appliquée aux dossiers « produits moulés » lors de la VD3 des réacteurs de 900 MWe et de la méthode codifiée dans le RCC-MRx (règles de conception et de construction pour les matériels mécaniques des structures à hautes températures et des réacteurs expérimentaux et à fusion), vous avez soumis à l'AFCEN une proposition de codification d'une méthode de calcul mécanique permettant d'estimer les chargements plus réalistes induits par les contraintes dites « secondaires ». Les contraintes retenues comme secondaires sont celles liées aux opérations de remplacement d'équipement, à la dilatation thermique et à la prise en compte de l'anomalie d'étude du comportement thermohydraulique de la cuve au niveau de son couvercle (« écart physique du dôme »).

Cette méthode permet de déterminer les efforts résultants des contraintes secondaires après plastification du matériau en cohérence avec sa loi de comportement (effort moins important que dans l'hypothèse d'une déformation élastique pure).

Vous prévoyez d'utiliser cette méthode pour le calcul à la résistance à la rupture brutale des tuyauteries primaires.

L'ASN considère que la démarche est acceptable dans son principe puisqu'il s'agit d'un comportement physique de matériaux qui présentent, au niveau des boucles primaires du circuit primaire principal, une ductilité suffisante.

Toutefois, l'ASN attire votre attention sur les deux points suivants :

- la méthode vise à rendre acceptable par un calcul plus réaliste des chargements qui pourraient conduire à des dépassements de critères. Il s'agit surtout de chargements additionnels car non

prévus à la conception comme les moments créés par les remplacements de générateurs de vapeur ou ceux induits par l'écart physique du dôme. Dans la mesure où il s'agit de réduire leur influence sur les résultats, cette méthode ne peut s'appliquer qu'à des chargements maîtrisés et connus avec une bonne précision ;

- la codification de la méthode doit conduire à une démarche conservatrice qui aboutisse à une relaxation minorée des efforts secondaires. À ce titre, les calculs devront être faits avec des modèles de boucles les plus pénalisants compte tenu de la variabilité des équipements (présence d'une surépaisseur, borne supérieure de la limite d'élasticité, vieillissement thermique des coudes...).

De plus, préalablement à l'application de la démarche, l'ASN considère que des éléments complémentaires sont d'ores et déjà nécessaires.

Demande CONF n°27 : L'ASN vous demande de lui faire parvenir préalablement à l'application de la méthode :

- **un bilan des efforts apportés par les opérations de remplacement de générateur de vapeur et les remplacements de tronçon de branche froide des réacteurs en exploitation en tenant compte de l'ensemble des incertitudes liées à l'accostage et au retrait de soudage ;**
- **la liste des zones auxquelles vous souhaitez, le cas échéant, appliquer la méthode de relaxation des contraintes secondaires.**

Zones en Inconel

La programme pluriannuel de maintenance des zones en Inconel du CPP, qui prescrit les activités de maintenance, est révisé annuellement et soumis à l'ASN afin qu'elle puisse formuler ses observations. Cette pratique conduit à intégrer le retour d'expérience et les résultats d'études annuellement. Toutefois, la dernière mise à jour du dossier « Zones en Inconel » qui vise à synthétiser l'ensemble des connaissances liées à ce matériau date de 2009. Ce dossier sera actualisé au plus tard en 2017. Ce point n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Traitement des défauts plans ayant pour origine la fabrication

À ce jour, les défauts plans ayant pour origine la fabrication ne font pas l'objet d'un traitement centralisé puisqu'il relève de la responsabilité de chaque site de les justifier. L'ASN considère qu'afin de définir une méthodologie de résorption de ces défauts vous devez réaliser un état des lieux exhaustif des défauts plans présents sur les appareils de chacun des réacteurs.

De plus, l'ASN vous rappelle que l'arrêté en référence [89] et sa circulaire introduisent comme orientation principale la réparation des défauts, indépendamment du cas spécifique des fissures. La circulaire précise toutefois que cette orientation ne conduit pas à une application systématique de la règle : la réparation peut être différée et le maintien en l'état de certains défauts est également envisagé, selon le type considéré.

Demande CONF n°28 : L'ASN vous demande d'établir un état des lieux exhaustif des défauts plans, ayant pour origine la fabrication, présents dans le circuit primaire principal et dans les circuits secondaires principaux de chacun des réacteurs. À l'issue de cet état des lieux, vous proposerez un

plan de résorption des défauts plans des circuits primaires principaux et des circuits secondaires principaux sans se limiter aux cas des opérations de remplacement d'équipement.

Soudures emmanchées soudées

À la construction des réacteurs de 900 MWe, certains joints soudés des tuyauteries primaires étaient réalisés selon la méthode « emmanchée soudée » conformément au code de construction alors en vigueur. Comme cette méthode ne présente pas une fiabilité satisfaisante, les codes ont évolué de façon à proscrire ce type de soudure et à favoriser les soudures bout-à-bout.

Au total, sur le CPP, vous avez recensé plus de 90 soudures emmanchées soudées par réacteur pour les réacteurs de type CPY et près de 200 par réacteur pour les réacteurs de type CP0. Vous avez identifié sept soudures emmanchées soudées pour lesquelles le remplacement par une soudure bout à bout est complexe. Ces soudures sont les soudures d'implantation des tuyauteries auxiliaires principales.

Afin d'améliorer le niveau de sûreté des installations, la décision en référence [95] préconise de remplacer toute soudure emmanchée soudée en situation d'écart par rapport au code RCC-M ou qui serait déposée pour une autre raison par une soudure bout-à-bout. À titre d'exemple, vous avez procédé au remplacement de plusieurs soudures emmanchées soudées du réacteur n° 2 de Fessenheim. Toutefois, à ce jour, de nombreuses soudures n'ont pas fait l'objet de contrôle visant à vérifier leur conformité.

Demande CONF n°29 : L'ASN vous demande de proposer un programme de contrôle « point zéro » des soudures emmanchées soudées du circuit primaire principal des réacteurs de 900 MWe visant à identifier celles qui présentent des écarts par rapport aux exigences de la décision en référence [95] en priorisant celles directement implantées sur les tuyauteries primaires au sens de l'arrêté en référence [89].

À l'issue de cet état des lieux, vous définirez un programme de remplacement des soudures emmanchées soudées en écart par des soudures bout-à-bout.

Études complémentaires

Vous estimez que 31 conditions de fonctionnement de dimensionnement de l'EPR ne sont actuellement pas explicitement traitées ou ne le sont que partiellement dans le domaine de dimensionnement des rapports de sûreté des réacteurs de 900 MWe. L'ASN considère qu'EDF devrait évaluer le comportement mécanique des équipements du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs de 900 MWe pour les situations pertinentes (de 2^e, 3^e et 4^e catégories), non prises en compte à leur conception, mais retenues pour la conception du réacteur EPR.

Le délai d'intervention en condition accidentelle de l'opérateur constitue une hypothèse conventionnelle des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement. Pour l'ensemble des réacteurs en exploitation, ce délai est de 20 minutes. Pour l'EPR, ce délai est de 30 minutes. L'augmentation des délais disponibles pour l'opérateur pour agir en condition accidentelle constitue une amélioration de la sûreté. Le délai d'action de l'opérateur doit faire l'objet d'une attention particulière dans la mesure où il constitue une hypothèse des études d'accidents dont le conservatisme n'est pas garanti. L'ASN considère qu'EDF devrait présenter une évaluation des conséquences de la transposition des valeurs de délais d'intervention de l'opérateur fixés pour le réacteur EPR, en vue notamment d'identifier les « effets falaise » éventuels.

Demande CONF n°30 : L'ASN vous demande d'évaluer le comportement mécanique des équipements sous pression des réacteurs de 900 MWe vis-à-vis des situations, identifiées comme pertinentes, et des délais « opérateur » du référentiel de l'EPR de Flamanville 3. En cas de non-respect des critères de tenue mécanique, vous analyserez les raisons du dépassement des critères et y donnerez les suites appropriées en cohérence avec les enjeux de sûreté.

PROJET

RÉÉVALUATION DE LA SÛRETÉ

C. Dispositions visant à limiter les conséquences radiologiques des accidents (hors accidents graves)

C.1. Situations du domaine de dimensionnement des installations

Prise en compte des événements et délais opérateur retenus pour la conception de l'EPR

L'ASN vous a demandé, dans sa lettre en référence [3] relative au programme générique proposé par EDF pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de leur quatrième réexamen de sûreté « *d'évaluer le comportement des réacteurs du parc en exploitation pour les conditions de fonctionnement (PCC2 à PCC4) pertinentes, non prises en compte à leur conception, mais retenues pour la conception du réacteur EPR, en appliquant les règles d'étude des accidents du domaine de dimensionnement du parc* ». Dans cette même lettre, l'ASN vous a également demandé, pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement des réacteurs en exploitation, « *de présenter une étude des conséquences de la transposition des valeurs fixées, pour le réacteur EPR, pour les délais d'intervention de l'opérateur⁹ et ce, en mettant en œuvre les règles d'étude du domaine de dimensionnement* ».

Vous avez présenté, dans le cadre du dossier d'orientation de réexamen (DOR) VD4-900, la démarche envisagée afin de répondre aux demandes de l'ASN rappelées ci-dessus. Cette démarche, en 4 étapes, consiste à :

- étape 1 : identifier de façon qualitative, parmi les événements retenus dans le référentiel de l'EPR pour le réacteur n° 3 de Flamanville, ceux qui ne sont pas traités dans les études des conditions de fonctionnement de dimensionnement des réacteurs de 900 MWe et qui sont potentiellement sensibles à la prise en compte du délai opérateur ;
- étape 2 : réaliser l'étude de ces événements avec les règles, les méthodes et les objectifs en termes de rejets radiologiques du domaine de dimensionnement des réacteurs de 900 MWe ;
- étape 3 : étudier, en cas de non-respect des objectifs mentionnés ci-dessus, ces événements selon les règles d'études et les critères de sûreté utilisés pour les études du domaine complémentaire¹⁰ de la démonstration de sûreté ;
- étape 4 : réaliser, en cas de non-respect des critères mentionnés ci-dessus, en une évaluation probabiliste du risque ce non-respect.

Par ailleurs, vous proposez, en cas de non-respect des critères de sûreté à l'issue de l'étape 2, d'analyser les raisons de ces non-respects, d'évaluer les enjeux de sûreté en s'appuyant sur les étapes 3 et 4 et, si nécessaire, d'étudier ensuite la faisabilité de dispositions matérielles ou de conduite permettant de réduire ce risque.

⁹ Le délai d'intervention de l'opérateur constitue une hypothèse conventionnelle des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement. Pour les réacteurs en exploitation, le délai d'intervention est de 20 minutes si la première action se situe en salle de commande, et de 25 à 35 minutes si cette action est à réaliser au niveau du matériel concerné. Pour l'EPR, les délais sont respectivement de 30 minutes et de 1 heure.

¹⁰ Règles d'études raisonnablement conservatives, moins pénalisantes que celles du domaine de dimensionnement.

Votre démarche d'analyse ne répond que partiellement aux demandes que l'ASN a formulées dans la lettre en référence [3]. L'ASN considère en effet que votre proposition d'analyser les raisons du non-respect des critères de sûreté à l'issue de l'étape 2 est satisfaisante, mais que l'étude de la faisabilité de potentielles améliorations du niveau de sûreté doit se faire dès le non-respect des critères de sûreté à l'issue de l'étape 2, quel que soit l'enjeu de sûreté. L'ASN rappelle que de nombreuses modifications matérielles et de conduites ont été mises en œuvre après la conception des réacteurs à la suite d'une démarche d'analyse déterministe. L'ASN estime que l'appréciation de l'enjeu de sûreté est par contre importante lors de l'appréciation de l'intérêt de potentielles modifications dont la faisabilité a été étudiée.

Demande SUR n° 1 : L'ASN vous demande d'évaluer, avant le 30 janvier 2017, le comportement des réacteurs de 900 MWe pour les événements et délais opérateur du référentiel de l'EPR, en appliquant notamment les règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement. En cas de non-respect des critères de sûreté associés au domaine de dimensionnement, l'ASN vous demande d'analyser les raisons du dépassement de ces critères, d'identifier les éventuelles dispositions qui pourraient être mises en œuvre pour y remédier et d'examiner leur faisabilité et leur intérêt.

Dilution inhérente à l'accident de perte de réfrigérant primaire

La dilution hétérogène du circuit primaire inhérente à l'accident par perte de réfrigérant primaire (APRP) est causée par la formation et l'accumulation d'eau faiblement borée dans certains tronçons du circuit primaire par condensation de la vapeur dans les tubes des générateurs de vapeur. Elle peut conduire à l'envoi de bouchons d'eau faiblement borée dans la cuve du réacteur nucléaire à la suite du refroidissement par le circuit secondaire, engagé par les opérateurs conformément aux procédures de conduite accidentelle, par reprise de la circulation naturelle dans le circuit primaire. L'arrivée d'eau faiblement borée dans le cœur du réacteur peut induire une divergence incontrôlée du cœur. En cas d'évolution importante de réactivité, les dommages sur le cœur du réacteur pourraient être significatifs.

Ce risque de dilution n'a été étudié ni à la conception des réacteurs de 900 MWe ni à la conception des autres réacteurs en service.

Vous avez transmis, par courrier en référence [79], la démarche que vous comptiez utiliser pour l'étude de la dilution hétérogène inhérente aussi bien pour les réacteurs nucléaires en fonctionnement que dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service du réacteur n° 3 de Flamanville (EPR).

À la suite de son instruction, l'ASN vous a indiqué, dans ses courriers en références [78] et [61], les réserves qu'elle avait quant à l'emploi de cette démarche pour le réacteur n° 3 de Flamanville (EPR) et pour les réacteurs de 1300 MWe. Pour ceux-ci, l'ASN vous demandait d'étudier les conséquences possibles sur la réactivité du cœur et le combustible du passage d'une masse d'eau faiblement borée dans le cœur de ces réacteurs, en fonction de son volume estimé et, dans le cas où les conséquences seraient inacceptables, d'étudier les avantages et inconvénients des modifications envisageables.

Vous avez indiqué, dans votre note de cadrage de reprise des études d'accident du rapport de sûreté VD4-900 [80], que vous comptiez mener l'étude de la dilution inhérente « avec des hypothèses raisonnablement enveloppées sans aggravant ». Vous indiquez également que cette étude serait introduite dans le rapport de sûreté en tant qu'étude justificative particulière.

L'ASN vous a indiqué dans son courrier en référence [81] que les études de réévaluation devaient être conduites au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, tels que ceux proposés au niveau européen par l'association WENRA ou ceux applicables au réacteur EPR.

Demande SUR n° 2 : L'ASN vous demande d'appliquer, pour l'étude du risque de dilution inhérente à l'accident par perte de réfrigérant primaire des réacteurs nucléaires de 900 MWe, les règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement.

Demande SUR n° 3 : L'ASN vous demande d'évaluer, avant le 30 mars 2017, les conséquences possibles sur la réactivité du cœur et le comportement du combustible du passage d'une masse d'eau faiblement borée dans le cœur d'un réacteur de 900 MWe, en fonction de son volume estimé et de l'état initial du réacteur. Vous mènerez cette évaluation pour chaque gestion de combustible ou pour la gestion de combustible la plus contraignante.

Dans le cas où les conséquences se révéleraient inacceptables, l'ASN vous demande d'étudier les modifications qui pourraient permettre d'exclure cette situation ou de limiter ses conséquences à un niveau acceptable.

Critères de sûreté

Critères de sûreté dans les états d'arrêt

L'étude de l'accident de rupture de tuyauterie vapeur de catégorie 4 est réalisée actuellement dans le rapport de sûreté VD3-900 au travers d'une seule étude couvrant plusieurs états initiaux possibles du réacteur et dont les conditions initiales, notamment en termes de sous-criticité, sont plus pénalisantes qu'en arrêt à chaud. Compte tenu de ces hypothèses pénalisantes, cette étude ne permet pas de démontrer l'absence d'un retour en puissance significatif en état d'arrêt à chaud.

Demande SUR n° 4 : L'ASN vous demande de réaliser, pour mi-2017, une étude relative au risque de retour en puissance significatif pour l'accident de rupture de tuyauterie vapeur (RTV4) survenant en état d'arrêt à chaud, avec application des règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement.

Intégrité du réservoir de décharge du pressuriseur (RDP)

Vous ne prévoyez pas d'introduire d'exigence d'intégrité du réservoir de décharge du pressuriseur (RDP) pour les conditions de fonctionnement de catégorie 2. L'ASN estime de ce fait nécessaire, conformément à la position que vous aviez prise [63] sur la même question dans le cadre de l'examen de la gestion de combustible ALCADE¹¹, que vous étudiez les conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement sollicitant le RDP.

Demande SUR n° 5 : L'ASN vous demande d'étudier, avant fin 2017, les conséquences radiologiques liées à la rupture du réservoir de décharge du pressuriseur pour les conditions de fonctionnement de catégorie 2 sur la base d'études maximisant le volume de fluide primaire déchargé dans le RDP.

¹¹ ALCADE : gestion de combustible en vigueur sur les réacteurs de 1450 MWe.

Prise en compte de l'état prévisible du combustible

L'ASN remarque que plusieurs phénomènes physiques liés au combustible, susceptibles de se produire dans le cœur d'un réacteur nucléaire et de conduire à des effets notables, ne sont actuellement pas pris en compte dans la démonstration de sûreté des réacteurs en exploitation, en particulier les phénomènes liés à la déformation latérale des assemblages de combustible et à la présence éventuelle de crayons inétanches ainsi que l'état de conditionnement mécanique des crayons de combustible¹².

Conditionnement mécanique des crayons de combustible

Une des particularités du fonctionnement des réacteurs électronucléaires français est le fonctionnement prolongé à puissance intermédiaire (FPPI). À la suite d'un FPPI, l'état de conditionnement mécanique des crayons de combustible est plus défavorable en cas d'accident d'éjection de grappe que si le réacteur avait fonctionné à pleine puissance. Par ailleurs, les études actuelles d'accident d'éjection de grappe présentées dans le rapport de sûreté des réacteurs de 900 MWe ne comportent aucune exigence permettant de tenir compte du phénomène de conditionnement mécanique de crayons de combustible.

L'ASN considère que des études sont nécessaires pour évaluer l'impact de la prise en compte de l'état de conditionnement mécanique des crayons de combustible dans les études d'éjection de grappe sur le respect des critères de sûreté des transitoires du rapport de sûreté sensibles à ce conditionnement.

Demande SUR n° 6 : L'ASN vous demande de lui transmettre, avant le 30 mars 2017, des études permettant d'évaluer l'impact de l'état de conditionnement mécanique des crayons de combustible sur le respect des critères de sûreté des études du rapport de sûreté des réacteurs de 900 MWe. En cas de non-respect des critères de sûreté associés au domaine de dimensionnement, vous identifierez les éventuelles dispositions qui pourraient être mises en œuvre pour y remédier et examinerez leur faisabilité et leur intérêt.

Déformation latérale des assemblages de combustible

Sous l'effet cumulé des contraintes hydrauliques, mécaniques, de l'irradiation et de la température, les assemblages de combustible se déforment latéralement. Ce phénomène, d'ampleur variable, est notamment suivi en exploitation au travers des mesures du temps de chute des grappes de commande. La déformation latérale des assemblages peut ainsi induire un ralentissement de l'insertion des grappes, voire empêcher leur insertion complète, mais se traduit aussi par des élargissements de lames d'eau présentes entre les assemblages et des modifications des jeux entre les assemblages, dont les impacts neutroniques, thermohydrauliques et mécaniques sont actuellement à évaluer.

Vous avez engagé le développement d'une démarche de quantification de l'impact neutronique et thermohydraulique des lames d'eau induites par le phénomène de déformation des assemblages, ainsi que l'évaluation de cet impact sur les réacteurs de 1300 MWe et N4.

Vous devez, par ailleurs, dans la cadre de la consultation du groupe permanent d'experts des réacteurs nucléaires relative aux « critères de tenue du combustible » qui doit se tenir en 2017, identifier les études potentiellement impactées par le phénomène de déformation des assemblages et définir, le cas échéant, les modalités de prise en compte. Ce travail d'identification doit couvrir les aspects neutronique,

¹² L'état de conditionnement mécanique des crayons représente l'état thermomécanique initial des crayons de combustible lors d'une étude d'accident.

thermohydraulique et mécanique (notamment vis-à-vis du temps de chute des grappes et de la tenue des assemblages de combustible en situation accidentelle)

Demande SUR n° 7 : L'ASN vous demande, avant le 30 mars 2017, de compléter ces études en évaluant l'impact neutronique, thermohydraulique et mécanique de la déformation des assemblages de combustible sur la vérification des critères de sûreté des études du rapport de sûreté des réacteurs de 900 MWe. En cas de non-respect des critères de sûreté associés au domaine de dimensionnement, vous identifierez les éventuelles dispositions qui pourraient être mises en œuvre pour y remédier et examinerez leur faisabilité et leur intérêt.

Crayons de combustible inétanches

La présence de crayons de combustible défectueux dans les réacteurs en fonctionnement est actuellement prise en compte aux travers des spécifications radiochimiques des règles générales d'exploitation (RGE), qui autorisent le fonctionnement d'un réacteur en présence d'un ou plusieurs crayons en présomption de défaut. Les crayons inétanches sont susceptibles d'avoir un comportement très différent de celui d'un crayon sain, notamment en cas d'accident d'éjection de grappe, ce qui pourrait entraîner des conséquences nocives pour le refroidissement du cœur et l'intégrité du circuit primaire.

L'ASN vous a demandé [55] d'étudier l'impact de la présence de crayons inétanches en réacteurs sur les études concernées de la démonstration de sûreté. Vous avez précisé que vous transmettiez « *une analyse d'impact de la présence de crayons inétanches en réacteur sur les conclusions des études concernées de la démonstration de sûreté (catégories 2 à 4) dans le cadre de l'instruction en cours sur ce thème* ».

Par son courrier en référence [66], l'ASN vous demandait de transmettre les justifications techniques permettant de statuer sur l'impact éventuel de la présence de crayons inétanches en réacteur sur les études concernées de la démonstration de sûreté avant le 31 décembre 2015.

La transmission de ces justifications constituera une étape importante dans la préparation de la position de l'ASN sur cette question pour les réacteurs de 900 MWe.

Règles d'études des conditions de fonctionnement de dimensionnement

Cumul d'un manque de tension externe avec les études de dimensionnement de catégorie 2 et 3

Le manque de tension externe (MDTE) est cumulé aux conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégorie 4 des réacteurs de 900 MWe quand son cumul conduit à une évolution thermohydraulique (« transitoire ») pénalisante vis-à-vis du critère d'acceptabilité considéré ; vous vérifiez alors le respect des critères des conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégorie 4. Cette règle ne s'applique pas pour les études de conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégories 2 et 3 des réacteurs de 900 MWe, contrairement aux réacteurs de type N4 et EPR.

Vous indiquez [15] qu'EDF « *évaluera la robustesse au séisme des réacteurs 900MWe à l'état VD4 en valorisant notamment l'AAR par séisme (PNXX0/1419) dans les études avec cumul MDTE des conditions de fonctionnement de catégories 2 et 3. Cette évaluation sera réalisée en conservant les règles d'étude utilisées pour les études de robustesse du palier 900 MWe. Les conclusions de cette évaluation seront versées au rapport de Sûreté* ».

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Exigence de tenue sismique pour les équipements valorisés en phase long terme des conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégorie 4

Les conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégorie 4, qui intègrent le cumul avec une situation de manque de tension externe (MDTE), prennent en compte pourtant en phase C¹³ des matériels importants pour la sûreté non classés (IPS-NC), qui ne conservent pas forcément leur capacité fonctionnelle après séisme.

Vous prévoyez [15], dans le cadre du réexamen VD4-900 (conformément à votre courrier [65] de réponses aux demandes de l'ASN [64] et [26]) et dans une démarche de vérification post-conception, de vous assurer que pour les transitoires de catégorie 4, un état d'arrêt sûr peut être atteint sans prendre en compte des matériels qui n'auraient pas d'exigence de tenue fonctionnelle au séisme. Vous précisez de plus que « ces études seront versées au rapport de sûreté ».

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Prise en compte de l'accident de perte de réfrigérant primaire dans le calcul des masses et énergies libérées

Vous étudiez la possibilité, lors du réexamen de sûreté VD4-900, de faire évoluer le référentiel des études de masses et énergies libérées (MEL) dans l'enceinte en situation d'accident par perte de réfrigérant primaire (APRP), en ne considérant que les plus grosses brèches du nouveau référentiel APRP (en branche Froide (BF), en branche chaude (BC) et en branche en U (BU)). Pour rappel, les études VD3-900 de MEL dans l'enceinte en APRP prennent en compte une brèche primaire doublement débattue (APRP-2A).

L'ASN estime que la prise en compte des brèches doublement débattues dans l'évaluation des MEL pour le calcul des conditions de pression et de température dans l'enceinte de confinement constitue une hypothèse conservatrice permettant, entre autres, de pallier les lacunes de validation des logiciels de calcul utilisés pour évaluer les MEL.

Par ailleurs, l'ASN rappelle que les calculs des MEL effectués pour les réacteurs de type N4 et EPR prennent en compte les brèches doublement débattues malgré l'application du concept d'exclusion de rupture sur les tuyauteries principales du circuit primaire du réacteur n° 3 de Flamanville (EPR).

Demande SUR n° 8 : L'ASN vous demande de conserver la brèche doublement débattue sur les tuyauteries principales du circuit primaire pour l'évaluation des masses et énergies libérées utilisées pour déterminer les conditions de pression et température dans l'enceinte.

Méthode « MTC-3D »

Vous avez annoncé vouloir utiliser la méthode « totalement couplée en trois dimensions » (MTC-3D) pour l'étude de l'accident de rupture de tuyauterie vapeur de catégorie 4 (RTV 4).

¹³ La phase C est comprise entre l'instant de la première action manuelle et l'atteinte de l'état sûr pour le réacteur.

L'ASN rappelle que la phase « moyen terme » de l'accident de RTV 4 avec arrêt automatique des pompes primaires a fait l'objet d'une instruction dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300. À l'issue de cette instruction, vous vous êtes engagés à réaliser « *des calculs complémentaires d'évaluation de la marge à la crise d'ébullition et de puissance linéique par des sensibilités sur les hypothèses d'intérêt (température d'entrée, débit massique, xénon) pour conforter la compréhension de la physique des phénomènes spécifiques rencontrés en situation de RTV à très bas débit et quantifier le conservatisme du dossier complémentaire* » [15].

L'ASN considère que cette action devra également être conduite pour les réacteurs de 900 MWe.

Criticité

Vous vous êtes engagés à intégrer dans le rapport de sûreté (RDS), les études considérées dans les règles de maîtrise du risque de criticité lorsque cette dernière n'est pas recherchée (« référentiel criticité »), en précisant que « *les études de dilution incontrôlée d'acide borique et de l'erreur de chargement figurent au chapitre III.4.3* » et que « *la situation de retrait de toutes les grappes de commande est mentionnée au chapitre II.2.3* ». Ainsi, l'étude de l'accident de retrait de toutes les grappes de commande lors de la levée du couvercle de cuve ne sera pas intégrée au RDS, le chapitre II.2.3 du RDS traitant de la conception neutronique. Vous préciserez seulement dans ce chapitre que la marge en réactivité doit être suffisante pour assurer la sous-criticité du cœur en cas de retrait de toutes les grappes de commande lors de la levée du couvercle.

L'ASN vous a demandé d'intégrer une telle situation accidentelle dans les conditions de fonctionnement de référence du réacteur n° 3 de Flamanville (EPR) [58] et des réacteurs de 1300 MWe [59]. L'ASN considère que cette question se pose également pour les réacteurs de 900 MWe.

Plus fondamentalement, l'ASN rappelle que, selon le décret en référence [60], le rapport de sûreté « *décrit les accidents pouvant intervenir, que leur cause soit d'origine interne ou externe* » (art. 10). Elle estime donc nécessaire que vous vous prononciez sur le caractère possible d'un accident résultant du retrait de toutes les grappes de commande et, dans l'affirmative, qu'une étude adéquate lui soit consacrée dans le rapport de sûreté. À ce sujet, l'ASN considère qu'un événement déclencheur peut être « exclu » s'il est démontré qu'il est physiquement impossible ou extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. De plus, en application de l'article 3.7 de l'arrêté INB [24], la démonstration de sûreté nucléaire comporte une évaluation des conséquences potentielles, radiologiques ou non, des incidents et accidents envisagés.

Demande SUR n° 9 : L'ASN vous demande de vous prononcer, avant le 30 mars 2017, sur le caractère possible d'un accident résultant du retrait de toutes les grappes lors de la levée du couvercle, en utilisant le critère d'exclusion rappelé ci-avant et, dans l'affirmative, de lui consacrer une étude adéquate dans le rapport de sûreté.

Vous ne prévoyez pas [15], dans le cadre du réexamen VD4-900, d'étudier les conséquences, en termes de criticité, de la chute d'un emballage de transport. Vous vous appuyez pour cela sur la fiabilité des engins de manutentions.

L'ASN rappelle sa demande B du courrier en référence [100].

Vous rappelez [15] les éléments techniques déjà exprimés dans le cadre de l'instruction VD3 1300, à savoir que l'ensemble des opérations de manutention d'emballage de combustible a été examiné dans le cadre des demandes d'agrément passées. Vous précisez que les études de criticité en cas de chute d'un emballage « *prennent en compte, pour chaque type d'emballage, le combustible à l'enrichissement maximal autorisé dans le dossier d'agrément de l'emballage ainsi que le panier associé* » et que les conclusions sont applicables dans le cadre du réexamen VD4-900.

L'ASN estime néanmoins nécessaire de vérifier la validité de cette démonstration compte tenu de l'ensemble des combinaisons de paniers et de types de combustible qui seront présents sur les réacteurs de 900 MWe, et rappelle que les études doivent couvrir l'ensemble des configurations (type d'emballage, de panier et de combustible) susceptibles d'être rencontrées [100].

Vous précisez [15] que « *le scénario de chute d'assemblage en BK suivie du percement de la peau est une situation hors dimensionnement, non considérée dans le référentiel criticité. Ce scénario a été étudié au titre de la robustesse afin de peser les marges résiduelles. Les marges à la criticité mises en évidence et le haut niveau de conservatisme des hypothèses considérées permettent d'exclure tout risque de criticité vis-à-vis du scénario évoqué et de conclure à la suffisance des situations retenues dans le référentiel criticité* ».

L'ASN rappelle que certaines demandes faites dans la lettre citée en référence [101], concernant notamment les scénarios de chute d'un assemblage en fond de piscine suivie du percement de la peau d'étanchéité, restent encore sans réponse à ce jour.

Enfin, vous indiquez [15] avoir transmis des compléments de réponse afin de statuer sur la démonstration du caractère enveloppe de la formulation retenue pour le combustible MOX et de justifier la qualification des codes de calculs utilisés pour les études de criticité du combustible dans le bâtiment combustible. **Ces compléments seront analysés dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900.**

C.2. Domaine complémentaire de la démonstration de sûreté

Dans le cadre de la conception des réacteurs de 900 MWe, certaines conditions de fonctionnement appartenant maintenant au « domaine complémentaire » n'étaient pas prises en compte. Il s'agit de certains événements ou cumul d'événements dont les conséquences sont susceptibles, en l'absence de parades adaptées, d'excéder les limites associées aux accidents appartenant à la catégorie 4.

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, vous avez transmis une nouvelle démarche de définition du domaine complémentaire, qui est cohérente avec celle récemment déployée pour le réacteur n° 3 de Flamanville (EPR).

L'ASN considère que les évolutions que vous avez proposées tendent à simplifier la démarche de définition des conditions de fonctionnement complémentaires et sont conformes à l'état de l'art appliqué sur l'EPR de Flamanville. Toutefois, l'ASN a jugé nécessaire que vous transmettiez un document comportant une mise à jour de la liste des dispositions complémentaires et des études des conditions de fonctionnement complémentaires. L'ASN juge satisfaisant votre engagement [15] de transmettre ce document pour mi-2017 afin de prendre en compte les dernières modifications des réacteurs de type CPY issues des ECS.

C.3. Conception des systèmes EIP-S et des ouvrages de génie civil

Spécificités de site

Les spécificités de chacune des centrales nucléaires d'EDF ne sont pas traitées dans votre dossier d'orientation du réexamen (DOR) [6].

De nombreux éléments de retour d'expérience mettent en évidence le fait que des spécificités locales à certains réacteurs ou sites, liées à la conception initiale ou à des modifications apportées durant l'exploitation, et non

réexaminées depuis la conception ou réexaminées de manière insuffisante, peuvent être à l'origine de non-conformités par rapport aux exigences de sûreté réévaluées.

Vous avez prévu de traiter ces aspects [15], non retenus dans votre programme initial, à travers le programme d'examen de la conformité (ECOT VD4-900).

L'ASN sera attentive aux conclusions du programme de travail que vous prévoyez de réaliser.

Source froide

Les règles applicables à la « source froide » ont fait l'objet de demandes de l'ASN [42] à la suite de l'analyse du retour d'expérience de la période 2009-2011 et d'instructions dédiées aux agressions spécifiques à la source froide ([43], [44], [45]). De plus, dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) post-Fukushima, en réponse à la prescription technique n° 15 de l'ASN applicable à tous les sites électronucléaires français, vous avez mené, site par site, une revue de conception des sources froides vis-à-vis des agresseurs qui ont un impact sur l'écoulement et la qualité de l'eau. À la suite de cette revue, vous avez identifié des points de fragilité et des voies de résorption. Vous avez conclu votre analyse en indiquant que « *les dernières études relatives aux analyses des agressions externes (liens de cumuls ou de concomitance d'aléas) et le retour d'expérience seront intégrés au cours des prochains réexamens de sûreté décennaux des installations, par des évolutions des exigences exprimées dans le référentiel de sûreté des systèmes de la station de pompage et des méthodologies associées* ». En particulier, au travers des éléments présentés dans votre courrier en référence [15], vous affichez des objectifs d'améliorations de la prise en compte des agressions spécifiques à la source froide pour le réexamen de sûreté VD4-900.

L'ASN estime que ce programme de travail est satisfaisant.

Confinement

Dans le cadre du réexamen de la fonction de sûreté « confinement », vous vous êtes engagés à transmettre des éléments relatifs :

- à l'état et au comportement des enceintes de confinement, à la surveillance en exploitation des enceintes et à l'étanchéité des traversées de l'enceinte ;
- au confinement des bâtiments périphériques ;
- à l'extension de la troisième barrière et des circuits « utiles » associés et aux risques de bipasse du confinement.

À l'exception du point développé ci-dessous, l'ASN estime ce programme de travail acceptable.

En ce qui concerne le confinement des bâtiments périphériques, vous avez indiqué [15] que, pour les réacteurs de type CPO, il n'y a pas lieu de définir une liste de locaux à risque iode, puisque l'ensemble des locaux des bâtiments auxiliaires nucléaires (BAN), combustible (BK) et locaux d'exploitation (BW) sont ou peuvent être filtrés sur piège à iode.

L'ASN rappelle que l'objectif de définir des locaux à risque iode n'est pas uniquement de protéger les populations et l'environnement des rejets à l'extérieur au titre du confinement dynamique externe, mais également de permettre de confiner les matières radioactives au plus près de la source au titre du confinement dynamique interne. En ce sens, l'ASN estime que la justification que vous avez apportée précédemment est insuffisante.

Par ailleurs, l'ASN estime que les exigences associées au confinement des locaux à risque iode doivent être vérifiées en exploitation au travers notamment :

- d'essais périodiques pour le confinement dynamique (valeur de pression différentielle entre les locaux, sens de transfert de l'air) ;
- de maintenance préventive des éléments d'étanchéité statique.

Demande SUR n° 10 : L'ASN vous demande de mettre à jour les listes des locaux à risque iode du BAN, BK et BW dans le RDS des réacteurs de 900 MWe de type CP0 et de vérifier le confinement statique et dynamique de ces locaux en exploitation au travers des essais périodiques et de la maintenance préventive.

Pour les réacteurs de type CPY, vous vous êtes engagés à transmettre, pour fin 2015, vos conclusions quant aux modifications matérielles et documentaires découlant de la nouvelle mise à jour des locaux à risque iode. L'ASN rappelle que les guides de gestion des ruptures de confinement des réacteurs de type CPY et CP0 devront également être mis à jour en tenant compte des nouvelles listes de locaux à risque iode prévues fin 2015.

Ventilation

Votre plan d'action national « ventilation » consiste en la réalisation d'un état des lieux et d'une vérification des performances de plusieurs systèmes de ventilation qui ne faisaient pas initialement l'objet d'essais périodiques de mesure de débits.

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, vous prévoyez de :

- justifier la valeur de chaque débit de sûreté à requérir pour les systèmes de ventilation en tenant compte des configurations de fonctionnement des ventilations pénalisantes ainsi que des référentiels applicables (« grands froids », « grands chauds », « explosion ») et des marges à considérer en regard de l'ensemble des incertitudes associées aux études de déclinaison de ces référentiels. Ces études seront transmises fin 2016 pour les réacteurs de 900 Mwe de type CPY et mi 2017 pour les réacteurs de 900 Mwe de type CP0 ;
- vérifier que les modifications des débits de ventilation éventuellement induites ne remettent pas en cause les exigences associées à la fonction de sûreté confinement.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN qui rappelle que dans le cadre de la déclinaison du plan d'action la prise en compte adéquate des incertitudes dans la définition des débits de sûreté sera un élément structurant de leur acceptabilité.

Fonction de recirculation RIS/EAS

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, l'ASN vous a demandé, par courrier en référence [46], de transmettre un programme de travail relatif à l'évaluation de la conformité de la « fonction recirculation », en incluant notamment :

- un approfondissement de la fiabilité de la « fonction recirculation », en tenant compte notamment des fonctions support des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion et recirculation de l'eau d'aspersion dans l'enceinte (EAS), des éventuels écarts affectants ces systèmes ainsi que du retour d'expérience associé à la fonction recirculation ;
- une analyse des risques de perte de la « fonction recirculation », en tenant compte des effets physiques et chimiques en amont et en aval des filtres des puisards (risque de colmatage ...), ainsi que de la présence de poches d'air dans les tuyauteries reliant les puisards aux pompes des systèmes RIS et EAS.

Par courrier en référence [47], vous proposez notamment un programme de travail comprenant trois axes:

- 1) : analyse des effets physiques et chimiques en amont et en aval des filtres des puisards ;
- 2) : analyse de la présence de poches d'air dans les tuyauteries des systèmes RIS et EAS ;
- 3) : revue de conformité de la fonction recirculation.

Concernant le premier axe, vous avez prévu de mettre à jour le terme source déchet (TSD) amont pour la fin de l'année 2015 [15]. Par ailleurs, vous avez prévu dans votre programme de travail [47], d'étudier les éventuels effets physiques et/ou chimiques en amont et en aval des filtres des puisards sur le risque de perte de la fonction « recirculation ». Vous prévoyez par ailleurs de transmettre la note méthodologique d'établissement du TSD en aval des filtres.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN. **Néanmoins, l'ASN vous demande que les éléments de démonstration sur ce sujet soient transmis dans des délais rendant possible leur instruction dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD4-900.**

Manutention des emballages de transport de combustible

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, le DOR [6] n'aborde pas le thème de la manutention des emballages de transport de combustible. Pour autant, les demandes formulées par l'ASN dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, sur l'étude des conséquences de la chute d'un emballage de transport du combustible vis-à-vis des risques liés à la dispersion de radionucléides et à l'ébranlement des structures du bâtiment combustible (BK) [67], s'appliquent aussi au réexamen de sûreté VD4-900.

Conformément à votre engagement [15], vous avez transmis, par la lettre en référence [75], deux notes d'étude, en références [76] et [77], sur la chute d'un emballage de transport de combustible dans la fosse de chargement du BK des réacteurs de type CP1 et CP2.

Ce dossier est actuellement en cours d'instruction et fera l'objet d'une position ultérieure de l'ASN. Néanmoins, l'ASN constate, dès à présent, que le périmètre de l'étude ne traite pas des réacteurs de type CP0.

Demande SUR n° 11 : L'ASN vous demande de transmettre, sous 6 mois, l'étude des conséquences de la chute d'un emballage de transport de combustible dans la fosse de chargement du BK, vis-à-vis des risques liés à la dispersion de radionucléides et à l'ébranlement des structures du bâtiment combustible (BK) pour les réacteurs 900 MWe de type CP0.

De plus, vous n'avez pas encore traité les risques liés à l'immobilisation et l'endommagement d'un emballage chargé en combustible usé à la suite d'une chute entre la fosse de chargement et la fosse de préparation (cas des réacteurs de type CPY) ou entre la fosse de chargement et la trémie de manutention du BK (cas des réacteurs de type CP0).

Or la chute d'un emballage de transport après son chargement peut entraîner son immobilisation prolongée, l'impossibilité de décharger le combustible, la perte de son intégrité et une déformation des assemblages.

Demande SUR n° 12 : En complément des études d'ébranlement des structures des piscines et des études de criticité, demandées dans le cadre de la VD3-1300 et des évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN vous demande d'étudier les risques liés à une immobilisation prolongée d'un emballage chargé en combustible usé à la suite d'un incident ou d'un accident de manutention entre la fosse de chargement et la fosse de préparation (cas des réacteurs de type CPY) ou entre la fosse de chargement et la trémie de manutention du BK (cas des réacteurs de type CP0). L'examen des conséquences de cette immobilisation devra inclure :

- l'étude de l'échauffement et de la montée en pression de l'eau, du risque de dénoyage des assemblages et du risque de production éventuelle d'hydrogène par radiolyse, lorsque de l'eau est présente dans l'emballage ;
- l'étude de l'oxydation éventuelle des gaines à l'air, lorsqu'il n'y a pas d'eau dans l'emballage.

C.4. Évaluation probabiliste de sûreté – EPS de niveau 1

EPS de niveau 1

Les études probabilistes de sûreté (EPS) à réaliser dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900 ont pour objectif :

- d'évaluer l'évolution du niveau de sûreté de l'installation entre les états antérieur et postérieur au réexamen de sûreté VD4-900 ;
- d'identifier d'éventuelles voies complémentaires d'amélioration de la sûreté des installations ;
- de fournir des éléments complémentaires d'appréciation du bénéfice en termes de sûreté des modifications étudiées lors du réexamen.

À cette fin, vous avez prévu de :

- mettre à jour le modèle d'EPS de niveau 1 relative aux « événements internes » comprenant notamment l'amélioration de la modélisation des systèmes support (ventilations et systèmes électriques) ;
- élaborer une EPS de niveau 1 pour la piscine combustible (BK) ;
- réaliser une analyse spécifique des scénarios de pertes de longue durée des sources électriques ou de la source froide et élaborer une méthode d'évaluation probabiliste des événements déclencheurs de pertes de sources électriques ou de la source froide affectant plusieurs réacteurs d'un même site pour prendre en compte le retour d'expérience post-Fukushima.

Vous vous êtes engagés [8] à prendre en compte, dans l'EPS de niveau 1 mise à jour, les enseignements issus du réexamen de sûreté VD3-1300 et à valoriser les éventuelles modifications prévues dans le cadre du

réexamen de sûreté VD4-900 à la suite des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS), ainsi que les objectifs probabilistes fixés par l'association WENRA¹⁴.

Ce programme n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Données de fiabilité

Au cours de l'instruction, vous vous êtes engagés [15] à mettre à jour, dans le modèle d'EPS des réacteurs de 900 MWe, les fréquences d'événements déclencheurs et les taux d'indisponibilité des matériels. De plus, sur la base du retour d'expérience, vous avez prévu de vérifier l'absence de risque de défaillance de cause commune entre les matériels redondants suivants : groupes électrogènes diesels propres à un réacteur et groupe électrogène d'ultime secours (GEUS) ; disjoncteurs des diesels/GEUS et ceux nécessaires pour le basculement du transformateur de soutirage et le transformateur auxiliaire (TS/TA) ; clapets d'isolement du circuit RIS.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de la part de l'ASN.

C.5. Conséquences radiologiques potentielles des accidents

Objectifs généraux

Conformément aux orientations que vous avez prises pour l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs mentionnées dans la lettre ASN en référence [3], vous avez retenu dans le DOR [6] l'objectif de tendre vers l'absence de nécessité de mise en œuvre de mesures de protection de la population pour l'ensemble des accidents de dimensionnement des rapports de sûreté actuels. Vous avez complété cet objectif en indiquant que, pour les conditions de fonctionnement du domaine complémentaire, il s'inscrivait dans la démarche de réduction autant que raisonnablement possible, à des conditions économiquement acceptables, des conséquences radiologiques en tenant compte des avancées technologiques et de l'amélioration des connaissances.

L'ASN considère que l'objectif général de sûreté doit avant tout porter sur la limitation autant que raisonnablement possible des conséquences radiologiques à court, moyen et long termes, et ce pour l'ensemble des accidents du rapport de sûreté (conditions de fonctionnement de dimensionnement, du domaine complémentaire et liées aux agressions).

Aussi, l'ASN considère que vous devez examiner les dispositions pouvant être mises en œuvre pour limiter les conséquences à court, moyen et long termes, en incluant un objectif de réduction de la contamination des denrées alimentaires et de la dose reçue par ingestion, et ce pour l'ensemble des conditions de fonctionnement (de dimensionnement, du domaine complémentaire et liés aux agressions).

Vous avez entrepris l'étude de dispositions visant à limiter les conséquences radiologiques des accidents les plus sévères (RTGV et APRP de catégorie 4). Au cours de l'instruction, vous avez indiqué votre intention d'adopter une approche proportionnée aux risques et, en conséquence, de ne pas mettre en œuvre de démarche de réduction des conséquences radiologiques potentielles des accidents présentant un moindre enjeu de sûreté.

L'ASN considère que cette limitation de la démarche n'est pas satisfaisante au regard de l'exigence de rechercher « *un niveau de risque aussi faible que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables* »,

¹⁴ WENRA - Western European Nuclear Regulators Association

« compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement » (article 10 du décret du 2 novembre 2007).

Demande SUR n° 13 : L'ASN vous demande de justifier que l'impact radiologique de l'ensemble des accidents du domaine de dimensionnement, du domaine complémentaire et liés aux agressions est aussi faible que raisonnablement possible. Le cas échéant, vous proposerez des dispositions de conception ou d'exploitation de nature à réduire les conséquences radiologiques en cas d'accident. Vous pourrez adapter les méthodes d'études employées en fonction des enjeux des accidents, de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement.

Études des conséquences radiologiques potentielles des accidents

L'ASN rappelle que les demandes figurant dans les trois annexes de sa lettre [83] émise à l'occasion du réexamen de sûreté VD3-1300 sont à prendre en compte pour le réexamen de sûreté VD4-900.

RTGV4

En ce qui concerne la RTGV de catégorie 4, les premiers résultats que vous avez présentés font apparaître de faibles marges avant débordement du générateur de vapeur (GV) affecté. En raison d'un possible effet falaise lié au blocage d'une soupape en position ouverte induit par le débordement du GV affecté, ces faibles marges risquent d'empêcher de quantifier, dans les études de sûreté, les bénéfices potentiels, en termes de conséquences radiologiques, des modifications envisagées pour limiter les rejets en cas de RTGV. Or dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, vous devez notamment analyser le comportement de ces réacteurs pour les conditions de fonctionnement (PCC2 à PCC4) pertinentes, non prises en compte à leur conception, mais retenues pour la conception du réacteur EPR, ce qui peut conduire à une remise en cause des marges avant débordement du GV affecté. Dans le cadre des conclusions du réexamen VD3-1300, l'ASN a souligné dans sa lettre [62] l'importance des incertitudes portant sur les phénomènes intervenant au cours d'une RTGV.

Compte tenu de ce qui précède, l'ASN considère donc que vous devez étudier des modifications permettant de réduire significativement les conséquences radiologiques d'un accident de RTGV de manière à garantir que la solution qui sera finalement retenue soit la plus robuste possible, notamment vis-à-vis de l'effet falaise induit par les possibilités de débordement du GV affecté.

D. Dispositions à fort impact en termes de prévention et de limitation des accidents graves

D.1. Mitigation des accidents graves

Outre la transposition d'améliorations définies dans le cadre du réexamen VD3-1300, vous avez prévu [6] de poursuivre l'étude de nouvelles dispositions ou de dispositions renforcées, visant à prévenir les accidents avec fusion du cœur ou à en limiter les conséquences radiologiques, concernant en particulier les scénarios accidentels qui pourraient conduire à des rejets importants et précoces dans l'environnement.

Comme elle l'avait fait à l'occasion du bilan des études génériques réalisées dans le cadre des réexamens de sûreté VD3-1300, l'ASN vous rappelle que vous devez définir, dans une perspective d'amélioration continue, des objectifs radiologiques qualitatifs dans le référentiel relatif aux accidents graves et que vous devez justifier l'adéquation des dispositions retenues pour le réexamen de sûreté VD4-900 au regard de l'objectif défini à l'article 1.2 de l'arrêté en référence [24].

Par ailleurs, en lien avec les études post-Fukushima, vous avez prévu de procéder à l'étude d'améliorations en termes d'évacuation de la puissance résiduelle sans ouverture du dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement ainsi qu'en termes de prévention de la percée du béton du radier du réacteur par le corium. L'ASN souligne l'importance de ces améliorations qui doivent permettre de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe de celui qui est prévu pour le réacteur EPR. L'ASN considère que la diminution des conséquences des accidents nécessitant l'ouverture du dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte doit être recherchée aussi bien que la diminution de leur fréquence.

Demande SUR n° 14 : L'ASN vous demande de poursuivre, dans la même perspective d'amélioration continue, l'analyse de dispositions visant à la diminution de la fréquence et des conséquences des situations de fusion du cœur avec ouverture du dispositif U5 d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement.

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, l'ASN vous a notamment demandé dans son courrier en référence [67] :

- de compléter la liste des équipements nécessaires en accident grave en y incluant plusieurs circuits et systèmes de mesure ;
- de définir une démarche pour connaître les limites d'utilisation des équipements utiles en accident grave ;
- d'étudier la redondance et la diversification de l'ouverture du dispositif d'éventage-filtration U5.

L'ASN considère que ces demandes sont applicables aux réacteurs de 900 MWe.

Demande SUR n° 15 : L'ASN vous demande de tenir compte, pour le réexamen de sûreté VD4-900, des demandes formulées par courrier en référence [67] dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300 et relatives aux équipements nécessaires en accident grave et au dispositif d'éventage-filtration U5.

Vous avez prévu de procéder à la mise à jour de la note de méthodologie de calcul des doses de rayonnements ionisants intégrées par les équipements lors d'un accident en référence [68] et à celle du recueil d'hypothèses pour le calcul des doses accidentelles intégrées par les équipements des réacteurs en exploitation en référence [69].

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, l'ASN vous a adressé des demandes [70] concernant la méthode développée pour les réacteurs en exploitation et le réacteur n° 3 de Flamanville (EPR) et son application aux réacteurs nucléaires de 1300 MWe. L'ASN considère que ces demandes sont applicables aux réacteurs de 900 MWe.

Demande SUR n° 16 : L'ASN vous demande d'intégrer, à l'occasion des mises à jour de la note de méthodologie de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident ainsi que du recueil d'hypothèses pour le calcul des doses accidentelles intégrées par les équipements des réacteurs en exploitation, les demandes formulées dans le courrier en référence [70] dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, relatives à l'application de la méthode développée pour le réacteur n° 3 de Flamanville (EPR).

L'ASN vous a demandé [3] de vérifier, pour tout nouvel équipement que vous comptez mettre en œuvre dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement ou dans le cadre du noyau dur post-Fukushima, sa qualification aux conditions d'accident grave pour le temps de mission nécessaire en situation d'accident avec fusion du cœur et de vérifier également la capacité des systèmes supports à fonctionner dans ces conditions d'accident.

Demande SUR n° 17: L'ASN vous demande de justifier, avant la première quatrième visite décennale des réacteurs nucléaires de 900 MWe, la qualification de tout nouvel équipement nécessaire en situation d'accident avec fusion du cœur mis en œuvre dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement ou dans le cadre du noyau dur post-Fukushima ainsi que de démontrer la capacité de ses systèmes supports à fonctionner le temps de la mission qui lui est impartie.

Concernant la réduction du risque de percement du radier, la prescription technique [ECS-ND16] prévoit que « *avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire l'étude de faisabilité des dispositions visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur en situations noyau dur, ainsi qu'une évaluation des échéances industrielles de mise en œuvre le cas échéant* ». Vous avez annoncé [6] la transmission d'un bilan des dispositions étudiées concernant la réduction du risque de pénétration du radier par le corium et différentes stratégies de noyage du puits de cuve associées.

Concernant l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, en réponse à la prescription technique ECS-ND1 de l'ASN, vous avez prévu de transmettre un bilan des études concernant les capacités d'évacuation de la puissance résiduelle avec ou sans ouverture du filtre U5.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Ces éléments ne préjugent pas la position de l'ASN sur votre réponse [104] à la prescription technique [ECS-27] relative à l'étude de la mise en place ou de la rénovation de dispositifs techniques, de type enceinte géotechnique.

D.2. Évaluation probabiliste de sûreté – EPS de niveau 2 (EPS 2)

Une étude probabiliste de niveau 2 (EPS 2) a pour objectif d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets dans l'environnement.

Dans le cadre de la VD4-900, vous avez prévu de mettre à jour les EPS de niveau 2 avec les objectifs suivants :

- évaluer l'évolution du niveau de sûreté de l'installation entre les états antérieur et postérieur au réexamen de sûreté VD4-900 ;
- identifier les principales contributions aux risques de rejets pour identifier d'éventuelles voies complémentaires d'amélioration de la sûreté ;
- analyser la faisabilité et l'intérêt des dispositions visant à réduire autant que raisonnablement possible, dans des conditions économiquement acceptables, les risques de perte précoce du confinement, vis-à-vis de leur probabilité d'occurrence et de leurs conséquences.

À cette fin, vous avez prévu de réaliser un premier rapport de synthèse du modèle EPS niveau 2 mis à jour en intégrant les évolutions post-Fukushima, celles mises en œuvre en VD3-1300 et reconduites en VD4-900 [72] et les agressions faisant l'objet d'une EPS de niveau 1. Vous réaliserez un deuxième rapport en sortie de réexamen.

Vous approfondirez notamment les situations de dilution hétérogène inhérente à l'accident de perte de réfrigérant primaire et vous vous êtes engagés [15] à tenir compte de toutes les demandes de l'ASN formulées dans le cadre des instructions précédentes relatives aux EPS 2 à l'exception des demandes [74] relatives à l'évaluation réaliste des rejets des séquences de l'EPS 2.

L'ASN considère que ces évaluations de rejets sont nécessaires à l'utilisation des EPS 2 pour l'appréciation des risques vis-à-vis des objectifs des réacteurs de troisième génération et rappelle que ses demandes antérieures, notamment D16 et D17 du courrier en référence [78], devront être prises en compte dans le cadre du réexamen VD4 900.

Cette démarche d'évaluation des rejets permettra en effet de situer le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe au regard des objectifs des réacteurs de troisième génération, notamment ceux fixés par l'association WENRA, dont l'objectif de traiter les séquences avec fusion du cœur à basse pression de telle sorte que « *les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée* ».

En réponse à la demande de l'ASN [72] de réaliser les EPS de niveau 2 en tenant compte de tous les états de fonctionnement du réacteur et de la piscine de désactivation du combustible, vous vous êtes engagés à reconduire, pour le réexamen de sûreté VD4-900, l'approche utilisée pour le réexamen de sûreté VD3-1300. Cependant, cette approche ne prenait pas en compte le domaine d'exploitation « arrêt pour rechargement » (APR). Vous avez prévu [15] « *d'évaluer, sur la base du référentiel VD3, le comportement des REP 900 MWe face aux situations de dimensionnement de Flamanville 3* ». Cette démarche inclut l'analyse des situations survenant dans l'état APR.

L'ASN considère que le domaine de couverture des EPS de niveau 2 devrait être étendu aux accidents sans fusion du combustible et qu'une évaluation statistique de leurs conséquences radiologiques devrait être menée en fonction des conditions météorologiques locales pour chaque site.

E. Entreposage du combustible en piscine de désactivation

L'ASN considère [3] que « *malgré les améliorations définies lors des réévaluations successives de sûreté (réexamens de sûreté et ECS), la conception de l'entreposage et de la maintenance sous eau du combustible usé en piscine de désactivation est et restera en écart notable avec les principes de sûreté qui seraient appliqués à une nouvelle installation. De plus, les capacités d'entreposage en combustible usé sont aujourd'hui réduites et pourraient s'avérer insuffisantes en cas d'aléa* ».

Dans le cadre de l'augmentation de la durée de fonctionnement des réacteurs et des évolutions qui y sont associées, l'ASN a considéré [3] qu'EDF « *doit réviser sa stratégie en matière de gestion et d'entreposage du combustible usé, en proposant de nouvelles modalités d'entreposage permettant d'une part de couvrir les besoins et d'autre part de renforcer la sûreté de l'entreposage du combustible* ».

Puisque l'utilisation des piscines de désactivation des bâtiments combustibles (BK) restera nécessaire pour les opérations de chargement et de déchargement des réacteurs ainsi que pour l'entreposage du combustible usé dans les premiers temps suivant son déchargement, l'ASN a estimé [3] que « *des études de réévaluation de la sûreté de ces piscines doivent être conduites au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs et la possibilité d'étendre la durée du fonctionnement des réacteurs devra être examinée au regard de « l'élimination pratique » du risque de fusion du combustible dans le bâtiment combustible* ».

Dans votre programme de travail relatif au réexamen VD4-900 [15], vous avez retenu certaines orientations telles que la diversification de la source froide ; l'évaluation de l'impact sur les réacteurs de 900 MWe des

scénarios de vidange pris en compte pour la conception de l'EPR, en appliquant les règles d'études en vigueur sur les réacteurs de 900 MWe ; la réalisation d'une étude d'amélioration de la séparation physique des voies de refroidissement de la piscine de désactivation et la réalisation d'une étude probabiliste des risques de découverture des assemblages de combustible, entreposés en piscine BK ou en cours de manutention, à l'instar de celle réalisée lors du réexamen de sûreté VD3-1300.

L'ASN considère que d'autres compléments sont nécessaires afin que la démonstration de la sûreté des assemblages de combustible usé entreposés dans la piscine BK soit réalisée en cohérence avec les quatre niveaux de défense en profondeur mentionnés dans l'arrêté du 7 février 2012 [24] : prévention des risques, détection des anomalies, maîtrise des accidents et limitation des effets des accidents non maîtrisés.

Pour ce qui concerne la prévention des risques de découverture des assemblages de combustible et leur perte de refroidissement, la démonstration de sûreté doit reposer sur une conception prudente tendant à vérifier l'existence de marges de dimensionnement suffisantes des différents équipements et structures. Pour cela, vous avez pris des engagements sur la vérification de la robustesse du tube de transfert dans le cadre du noyau dur et des ECS, rappelés dans le DOR [6], à savoir une vérification de la robustesse sismique des piscines et des circuits connectés, une étude du doublement du dispositif d'étanchéité du tube de transfert et la mise en œuvre de modifications matérielles dont la motorisation de la vanne d'isolement du tube de transfert (affaire PNPP 0402) et le déport de sa commande hors ambiance vapeur. L'ASN considère que, vu l'importance de ce composant vis-à-vis de la défense de la première barrière, des contrôles périodiques sont nécessaires.

Demande SUR n° 18 : L'ASN vous demande de mettre en œuvre, sur les réacteurs de 900 MWe, un programme d'inspections périodiques sur le tube de transfert du même type que celui demandé pour les réacteurs de 1300 MWe, par lettre en référence [99] et [92]. Le cas échéant, vous devrez réévaluer la résistance de cet équipement en fonction des écarts de conformité constatés.

Pour ce qui concerne la détection des anomalies de découverture des assemblages de combustible et leur perte de refroidissement, vous vous êtes engagés, par lettre en référence [15], à réaliser « *une étude justifiant la suffisance des dispositions de surveillance en exploitation des composants qui contribuent à l'intégrité des piscines pour fin 2015* ». Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Pour ce qui concerne la maîtrise des accidents de découverture des assemblages de combustible et leur perte de refroidissement, vous vous êtes engagés, par lettre en référence [15], à :

- analyser le comportement des piscines BR et BK des réacteurs de 900 MWe pour les événements du référentiel de dimensionnement du réacteur de Flamanville 3 [75] ;
- mener une analyse de sensibilité à l'aggravant pour les agressions ;
- analyser les défaillances de cause commune induites par les agressions ;
- vérifier « *le niveau de risque final de découverture de l'assemblage combustible* » par un modèle d'EPS dédié aux événements déclencheurs uniques et multiples de perte de refroidissement et de vidange accidentelle en BK ».

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Pour ce qui concerne la limitation des effets des accidents non maîtrisés de découverture des AC et la perte de refroidissement, vous considérez [15] que « *l'intérêt de mettre en œuvre des dispositions permettant de limiter les effets des accidents non-maîtrisés est directement lié à la robustesse de la piscine [...]* ». Toutefois, vous indiquez également, qu'EDF « *fournira une analyse des dispositifs d'aspersion mis en œuvre aux USA et se positionnera sur l'intérêt de telles*

dispositions au regard des améliorations déjà apportées ou prévues, dans le cadre d'une démarche coût/bénéfice ». L'efficacité de ces dispositions dépend de la disposition des assemblages de combustible selon leur puissance.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN sous réserve que cette analyse examine l'efficacité de ces dispositifs d'aspersion en fonction de l'arrangement des assemblages de combustible en piscine et de leur puissance résiduelle.

Enfin, l'ASN considère que des nouvelles modalités d'entreposage devront permettre de limiter à un niveau aussi bas que raisonnablement possible l'inventaire radioactif en cours de désactivation dans les bâtiments combustible des réacteurs du parc EDF.

Demande SUR n° 19 : L'ASN vous demande de présenter, d'ici juin 2016, en les justifiant, les dispositions que vous reprenez pour limiter à une valeur aussi basse que raisonnablement possible l'inventaire radioactif en cours de désactivation dans chaque bâtiment du combustible des réacteurs en exploitation.

F. Démonstration de la maîtrise des risques d'accident au sein des bâtiments annexes de conditionnement des déchets (BAC)

Si le combustible nucléaire présent dans le réacteur ou dans la piscine de désactivation du combustible constitue le principal enjeu de la maîtrise des risques d'accident de nature radiologique des centrales électronucléaires, des accidents mettant en cause les déchets et les effluents radioactifs entreposés ou en cours de traitement sur le site sont également susceptibles de conduire à des rejets de substances radioactives.

Vous précisez dans le (DORi) [56] que « la gestion [des BAC et BTE] est également retenue par EDF comme relevant du volet « inconvénients » car elle est liée au fonctionnement normal des installations et portée par l'étude d'impact mentionnée au titre de l'article 9 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2017 dit « décret procédures » ».

Sans préjuger de l'instruction du DORi, l'ASN considère que sa demande émise [67] dans le cadre du réexamen de de sûreté VD3-1300 relative aux Bâtiments annexe de conditionnement (BAC) est applicable à celui du VD4-900.

Demande SUR n° 20 : L'ASN vous demande, de compléter, au plus tard lors de la remise du premier rapport de conclusion du réexamen de sûreté (RCRS) associé au réexamen de sûreté VD4-900, les parties relatives au BAC du rapport de sûreté des réacteurs de 900 MWe en présentant, avec un niveau de détail proportionné aux enjeux, les éléments suivants :

- la description des installations et de l'ensemble des opérations pouvant s'y dérouler ;
- la description des substances radioactives présentes (inventaire avec les caractéristiques physiques et radiologiques des substances et estimation de la quantité maximale pouvant être présente) ;
- la liste, justifiée en fonction des opérations réalisées dans ces bâtiments, des scénarios retenus dans le cadre de la démarche déterministe prudente ;
- les dispositions de prévention et de détection des situations d'incident et d'accident associées à ces événements déclencheurs ;
- les dispositions de limitation des conséquences de ces situations d'incident et d'accident ;
- les exigences de sûreté associées à ces dispositions au regard des objectifs de sûreté (ou en lien avec les objectifs de sûreté) ;

- l'évaluation des conséquences radiologiques de ces situations d'incident et accident au regard du(des) scénario(s) de référence du(des) scénario(s) enveloppe(s).

G. Prise en compte des risques non radiologiques

La réévaluation de la maîtrise des risques doit couvrir de manière exhaustive l'ensemble des éléments de la démonstration de sûreté mentionnée au titre III de l'arrêté du 7 février 2012 [24]. Vous ne traitez à ce jour dans le rapport de sûreté des réacteurs de 900 MWe que des incidents et accidents pouvant avoir des conséquences radiologiques. De ce fait, l'identification des équipements importants pour la protection des intérêts, des activités importantes pour la protection des intérêts et de leurs exigences définies (au sens de l'arrêté du 7 février 2012) est incomplète. L'examen de conformité des installations doit également intégrer les dispositions permettant la prévention de tels incidents et accidents.

Demande SUR n° 21 : L'ASN vous demande d'inclure dans le rapport de sûreté, l'étude des incidents et accidents pouvant avoir des conséquences non radiologiques et d'intégrer des vérifications liées à la prévention des pollutions telles que requises par le titre IV de la décision 2013-DC-0360 [98] dans l'examen de conformité.

H. Prise en compte des agressions internes et externes

H.1. Démarche générale de prise en compte des agressions internes et externes dans la démonstration de sûreté

Les articles 3.5 et 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012 [24] identifient les agressions internes et externes à prendre en considération dans la démonstration de sûreté nucléaire. Par ailleurs, l'association WENRA a mis à jour en 2014 les niveaux de référence applicables aux réacteurs en exploitation et a introduit en particulier un nouveau chapitre spécifique aux agressions d'origine naturelle. Parmi les évolutions dans la démarche de prise en compte des agressions dans la démonstration de sûreté, l'association WENRA introduit les points suivants [25] :

- l'intensité des agressions externes d'origine naturelle à retenir pour dimensionner les protections vise une fréquence de dépassement de cette intensité inférieure à 10^{-4} par an et par réacteur.
- la méthode de sélection des « conditions allant au-delà du dimensionnement » prend en compte les agressions ;

La démarche générale que vous proposez dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900 vise à identifier les agressions à retenir dans la démonstration de sûreté, réévaluer les niveaux d'aléas associés, examiner leurs effets sur les installations et vérifier la maîtrise des risques induits.

Vous prévoyez de procéder à l'analyse du positionnement des niveaux d'aléas naturels proposés à l'occasion du présent réexamen, autres que le séisme et l'inondation, vis à vis de la fréquence repère de 10^{-4} par an et par réacteur, lorsque une telle analyse probabiliste est techniquement pertinente. Par ailleurs, pour les agressions dont le niveau de référence serait jugé insuffisant au regard de cette valeur repère, vous vous êtes engagés à démontrer ou renforcer la robustesse de l'installation au-delà de ce niveau.

Vous ne précisez toutefois pas d'échéance pour cette première analyse, qui conditionne la suite des études.

Demande SUR n° 22: L'ASN vous demande de transmettre, pour juin 2016, votre analyse :

- **du positionnement des niveaux d'aléas retenus pour les agressions en VD4-900 par rapport à la cible préconisée par les niveaux de référence de 2014 de l'association WENRA ;**
- **une justification de la capacité des installations à faire face à des aléas significativement supérieurs à ceux retenus au titre du dimensionnement, pour les agressions pour lesquelles vous ne serez pas en mesure de justifier que la fréquence de dépassement de l'aléa de dimensionnement retenu en VD4-900 respecte la cible préconisée par les « niveaux de référence » 2014 de l'association WENRA.**

En ce qui concerne les règles d'études du comportement de l'installation en cas d'agression, l'association WENRA préconise également, dans ses niveaux de référence, de postuler la défaillance supplémentaire du matériel « le plus défavorable » (règle dite « de l'aggravant unique ») tout en précisant que la défaillance d'un matériel passif peut être exclue s'il est démontré que sa défaillance est hautement improbable.

Dans le courrier [15], vous ne prévoyez de prendre en compte en tant qu'aggravant dans les études d'agressions que les équipements dits « actifs », considérant que la défaillance d'équipements « passifs » est exclue par la mise en œuvre des dispositions d'exploitations courantes, telles que la maintenance.

L'ASN considère que la défaillance d'un équipement ne peut être exclue que s'il présente un haut niveau de fiabilité et qu'elle doit être considérée systématiquement si elle représente le cas le plus pénalisant dans une étude de sûreté, sauf à justifier que les composants sont conçus, fabriqués, exploités et entretenus conformément à un niveau de qualité élevé et qu'ils ne sont pas affectés par l'agression étudiée.

Demande SUR n° 23: L'ASN vous demande de retenir dans chacune des études d'agressions, au titre de l'« aggravant unique », la défaillance du matériel la plus défavorable, quelle que soit la nature de ce matériel. Si une telle défaillance potentiellement la plus défavorable est exclue de l'étude, l'ASN vous demande de démontrer le haut niveau de fiabilité de l'équipement concerné, compte tenu des exigences de conception et de suivi en exploitation qui lui sont appliquées (maintenance, conduite à tenir en cas d'indisponibilité, délai de remise en état, formation des intervenants...) dans les conditions de l'agression étudiée.

H.2. Prise en compte de l'évolution des connaissances pour les agressions climatiques

La détermination de l'intensité des aléas climatiques possibles est basée sur des extrapolations statistiques des données disponibles (températures, pluies, vitesses de vent, etc.).

Pour ces agressions climatiques, vous avez mis en place une démarche de veille climatique dont les objectifs sont :

- de collecter et d'intégrer les dernières données disponibles dans les extrapolations statistiques afin de mettre à jour les niveaux des aléas climatiques ;
- d'identifier l'émergence de nouvelles méthodes scientifiques pour affiner les évaluations réalisées.

EDF a transmis par courrier en référence [102], sa démarche de prise en compte du changement climatique pour les agressions. Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, vous prévoyez :

- de vérifier que les données collectées ne remettent pas en cause les niveaux d'aléas, sans cependant les intégrer aux extrapolations statistiques afin d'actualiser les niveaux d'aléas ;
- de présenter un état de l'art des méthodes d'évaluation des températures extrêmes (air, eau), sans cependant présenter votre position sur la possibilité de les utiliser pour actualiser les températures à retenir.

L'article L. 593-18 du code de l'environnement impose que les réexamens de sûreté s'effectuent en l'état des connaissances. Après une première analyse de votre démarche, l'ASN considère que votre approche n'est pas conforme l'article précité et que vous devez réévaluer les niveaux des aléas climatiques :

- en intégrant les données collectées dans le cadre de la veille climatique aux extrapolations statistiques ;
- en vous basant sur les méthodes d'évaluation (lois d'extrapolation statistiques, modèles climatiques, etc.) les plus récentes.

L'ASN vous informe également qu'une instruction approfondie de votre démarche, dans le cadre du réexamen de sûreté VD4 900, pourra la conduire à formuler des demandes complémentaires ultérieurement.

Demande SUR n° 24: En application de l'article L. 593-18 du code de l'environnement, l'ASN vous demande d'actualiser les niveaux des aléas climatiques en vous basant sur l'état des connaissances scientifiques le plus récent.

H.3. Risques associés aux inondations d'origine externe

Prise en compte du guide ASN n° 13

Le référentiel actuellement applicable pour la protection des centrales nucléaires françaises est la démarche « REX Blayais », développée à la suite de l'inondation partielle du Blayais en 1999. En 2013, l'ASN a publié un guide s'appuyant sur les progrès des connaissances pour assurer une prise en compte plus exhaustive et plus robuste du risque d'inondation externe [28].

Vous prévoyez de réévaluer les risques associés aux inondations d'origine externe sur la base du guide susmentionné, ce qui n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Étanchéité de la protection volumétrique

Dans le cadre de la prise en compte du retour d'expérience de l'inondation partielle du Blayais en décembre 1999, vous avez réalisé une étude qui visait à identifier les défauts pouvant affecter l'intégrité des joints d'étanchéité inter-bâtiments, dits joints waterstop¹⁵, participant à la protection volumétrique¹⁶ de l'îlot nucléaire [57]. Cette étude est basée sur la comparaison entre le critère de déformation admissible des joints waterstop et l'analyse des chronologies de tassements différentiels des bâtiments, mais également sur des contrôles réalisés *in situ*. Ces investigations ont conduit à :

- identifier un total de 165 joints waterstop qui ne respectent pas le critère de déformation admissible sur les sites de Gravelines, Dampierre, Tricastin et Saint-Laurent ;

¹⁵ Ces joints sont constitués d'une lame en caoutchouc scellée dans les parois en béton. Ces joints doivent permettre le déplacement indépendant des bâtiments les uns par rapport aux autres, en cas de tassements différentiels.

¹⁶ Volume abritant des matériels que l'on souhaite protéger d'un risque d'inondation ; ce volume de protection est rendu étanche par obturation des ouvertures situées dans ses parois extérieures afin d'éviter des entrées d'eau dans les locaux situés l'intérieur de ce volume.

- confirmer le bon état de 160 joints waterstop.

Vous ne prévoyez pas de mettre à jour votre étude, réalisée en 2008, alors que les tassements ne sont pas stabilisés sur l'ensemble des sites et que leur évolution pourrait remettre en cause les conclusions de l'étude.

L'article L. 593-18 du code de l'environnement impose que les réexamens de sûreté s'effectuent en l'état des connaissances. L'ASN considère donc que les arguments que vous avez présentés pour justifier l'intégrité des joints waterstop sont insuffisants et que vous devez mettre votre étude à jour pour intégrer les résultats de l'ensemble des relevés topographiques réalisés depuis la construction des installations.

Demande SUR n° 25 : L'ASN vous demande, dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, de justifier l'intégrité des joints waterstop faisant partie de la protection volumétrique (îlot nucléaire, galeries, stations de pompage) :

- en utilisant l'ensemble des relevés topographiques disponibles ;
- en contrôlant *in situ* l'état des joints waterstop accessibles.

H.4. Risques associés aux séismes

Les études de réévaluation des risques associés aux séismes que vous prévoyez comportent plusieurs volets :

- la vérification de la tenue des ouvrages de génie civil et des matériels sur la base des niveaux sismiques réévalués, conformément aux recommandations de la RFS 2001-01 [29], pour tenir compte de l'évolution des connaissances scientifiques,
- la prise en compte du retour d'expérience du séisme survenu au Japon le 16 juillet 2007 à proximité de la centrale nucléaire de Kashiwazaki-Kariwa,
- l'évaluation de la robustesse sismique des installations au travers d'études probabilistes de sûreté (EPS) « séisme » ;
- l'étude de certains effets indirects du séisme, comme les inondations sismo-induites engendrées par :
 - o le déversement simultané du contenu des réservoirs non dimensionnés pour résister à un séisme, situés à l'intérieur des bâtiments,
 - o la défaillance des joints waterstop, non dimensionnés pour résister à un séisme, assurant l'étanchéité vis-à-vis de la nappe phréatique.

Réévaluation des spectres de réponse du sol

Les niveaux sismiques que vous proposez sont actuellement en cours d'instruction et feront l'objet d'une position ultérieure de l'ASN.

Réévaluation du comportement sismique des ouvrages de génie civil

Vous prévoyez d'utiliser des valeurs d'amortissement des structures supérieures à celles préconisées par le guide ASN 2/01 [30] qui constitue le référentiel de conception des ouvrages de génie civil des installations nucléaires de base (INB).

Conformément à la position de l'ASN déjà exprimée dans le cadre des réexamens de sûreté précédents, et notamment lors du réexamen de sûreté VD3-1300 [31], **vous devrez** :

- **réaliser une réévaluation sismique dès lors que les niveaux sismiques sont supérieurs à ceux retenus lors du réexamen de sûreté précédent ;**
- **vous appuyer, en premier lieu, sur une approche déterministe conventionnelle utilisant les coefficients et taux d'amortissement préconisés par le guide ASN 2/01. Dans le cas où les modifications et renforcements sismiques ne seraient pas jugés industriellement raisonnablement en regard de l'intérêt vis-à-vis de la sûreté, des méthodes « réalistes » ou « optimisées » pourront être utilisées, sous réserves de justifications étayées auprès de l'ASN.**

Réévaluation de la tenue au séisme des matériels

Vous prévoyez de réévaluer la tenue sismique des matériels en utilisant la même démarche que celle mise en œuvre dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300.

L'ASN considère que vous devrez tenir compte des demandes que l'ASN a déjà formulées par courrier en référence [32] qui sont applicables à l'ensemble des réacteurs en exploitation, avant d'appliquer cette démarche dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900.

Retour d'expérience du séisme de Kashiwazaki-Kariwa

Conformément à la demande de l'ASN formulée par courrier en référence [34], vous réaliserez, dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, des études visant à prendre en compte le retour d'expérience des conséquences du séisme survenu le 16 juillet 2007 à proximité de la centrale nucléaire japonaise de Kashiwazaki-Kariwa. Ce séisme a notamment occasionné l'incendie d'un transformateur auxiliaire à la suite d'une fuite d'huile et d'un court-circuit.

Vous vous êtes engagés à intégrer à ces études la prise en compte des enseignements de l'incendie de transformateur survenu à Cattenom le 7 juin 2013, et notamment le retour d'expérience concernant le dysfonctionnement du système de protection incendie des transformateurs (JPT).

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Étude des inondations sismo-induites

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, l'ASN vous a demandé de faire évoluer sa méthodologie d'étude des inondations internes sismo-induites causées par le déversement simultané du contenu de tous les réservoirs non dimensionnés pour résister au séisme. Conformément à la demande de l'ASN formulée par courrier en référence [35], vous prévoyez de compléter les études déjà réalisées pour évaluer les conséquences du déversement de l'eau sur les matériels électriques situés sur le chemin de propagation de l'inondation depuis les réservoirs jusqu'aux niveaux inférieurs des bâtiments.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

En 2011, sur le site de Gravelines, des infiltrations d'eau provenant de la nappe phréatique ont été observées au niveau de certaines liaisons entre les galeries d'eau brute secourue (SEC) et la station de pompage, du fait de la dégradation des joints waterstop. L'analyse de cet événement a mis en évidence que, du fait de l'absence d'exigence de tenue sismique de ces joints, un séisme pourrait provoquer une inondation des galeries SEC, notamment pour les sites où le niveau de nappe phréatique exerce une pression externe sur ces galeries. Ce scénario n'est pas couvert par les aléas définis par le guide ASN n° 13.

Vous avez prévu d'analyser ce scénario dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, ce qui n'appelle pas de remarque de l'ASN.

H.5. Risques associés à la foudre et aux interférences électromagnétiques externes

Au cours de l'instruction, vous vous êtes engagés à définir une méthodologie de prise en compte des risques associés à la foudre. L'ASN considère que l'application des normes CEI 62305-1 à 62305-4 [36] ne permet pas d'atteindre un niveau de sûreté suffisant pour les centrales nucléaires. Vous vous êtes engagés [15] à fournir une méthodologie de prise en compte des conséquences de la foudre avant le 30 juin 2016.

Demande SUR n° 26: L'ASN vous demande de définir, sous un an, une méthodologie permettant de répondre aux objectifs suivants :

- les cumuls plausibles avec d'autres agressions (précipitations de forte intensité, grands vents, etc.) ou événements internes devront être pris en considération ;
- les effets sur l'installation induits par la foudre, tels que d'éventuels incendies ou un possible manque de tension externe, devront être étudiés.

Le niveau d'aléa devra être défini conformément aux préconisations de l'association WENRA en référence [25] et à la demande de l'ASN ci-avant [Demande SUR n° 22].

De manière générale, en cas de tempête solaire de forte intensité, le principal risque encouru pour les centrales nucléaires est celui de la perte des alimentations électriques externes via l'impact des phénomènes électromagnétiques sur les transformateurs des réseaux de distribution d'électricité. Vous ne prévoyez pas d'étudier les risques associés aux tempêtes solaires car la France serait moins exposée à ce phénomène que les pays nord-américains ou nord-européens (du fait de son éloignement par rapport aux pôles) et le réseau électrique français y serait moins sensible.

L'ASN rappelle que l'article 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012 [24] impose que les interférences électromagnétiques externes soient considérées dans la démonstration de sûreté nucléaire. Dans l'état actuel des connaissances, le risque majeur en cas de tempête solaire est une situation de manque de tension externe.

Demande SUR n° 27: L'ASN vous demande d'étudier, pour juin 2017, le risque de manque de tension externe de longue durée affectant plusieurs sites électronucléaires de façon simultanée dû à une tempête solaire.

H.6. Risques associés interférences électromagnétiques internes (IEM)

Vous prévoyez d'analyser le retour d'expérience concernant les risques associés aux interférences électromagnétiques (IEM) internes et de transmettre en mai 2016 une note de synthèse sur la prise en compte des risques associées aux IEM internes.

Toutefois, l'ASN vous demande d'intégrer dans votre évaluation, la norme CEI 61000 [41] qui est applicable aux IEM internes.

H.7. Risque aérien

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, vous prévoyez de réévaluer le risque aérien sur la base des recommandations de la RFS 1.2.a [37] en réactualisant les paramètres d'accidentologie. Au cours de l'instruction, vous vous êtes engagés à :

- prendre en compte les demandes de l'ASN portant sur votre méthodologie et les données actualisées déjà formulées lors du réexamen de sûreté VD3-1300 par courrier en référence [38], et en particulier à réévaluer la sûreté de l'entreposage des assemblages de combustible usé au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs¹⁷ ;
- caractériser le risque associé aux hélicoptères afin d'analyser la pertinence de la prise en compte de ce type d'aéronefs dans l'évaluation du risque aérien ;
- consolider la liste des équipements constituant des « cibles de sûreté » à protéger et le détail des calculs des surfaces virtuelles associées.

Conformément à sa position déjà exprimée par courriers en références [3] et [38], l'ASN considère qu'EDF doit compléter son programme de travail pour intégrer l'examen de l'élimination pratique du risque de fusion des assemblages entreposés dans les piscines du bâtiment combustible (BK), y compris vis-à-vis des risques liés à la chute d'aéronefs de l'aviation générale¹⁸. Aussi, conformément aux modalités de la démonstration de l'élimination pratique explicitées dans les directives techniques en référence [87] applicables en France et dans les niveaux de référence de l'association WENRA [25], l'examen de l'élimination pratique du risque de fusion du combustible entreposé dans les BK en cas de chute d'un aéronef de l'aviation générale ne doit plus être fondé sur le respect d'un seuil de coupure probabiliste correspondant à l'objectif mentionné en 1980 dans la RFS I.2.a.

¹⁷ Cet objectif de réévaluation nécessitera notamment qu'EDF étudie l'« élimination pratique », au sens de l'article 3.9 de l'arrêté du 7 février 2012, du risque de fusion des assemblages entreposés dans les piscines du bâtiment combustible (BK), y compris vis-à-vis des risques liés à la chute d'aéronefs

¹⁸ La RFS I.2.a mentionne que l'aviation générale correspond à des avions de masse inférieure à 5,7 tonnes

Demande SUR n° 28: L'ASN vous demande de démontrer l'élimination pratique du risque de fusion des assemblages de combustible entreposés dans les piscines du bâtiment combustible vis-à-vis des risques de chute d'aéronefs de l'aviation générale, sans écarter ces situations sur la seule base de considération probabiliste.

H.8. Risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication

Vous prévoyez de réévaluer les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication sur la base des recommandations de la RFS 1.2.d [39] en réactualisant les paramètres d'accidentologie. Au cours de l'instruction, vous vous êtes engagés à :

- prendre en compte les demandes de l'ASN portant sur votre méthodologie et les données actualisées déjà formulées lors du réexamen de sûreté VD3-1300 par courrier en référence [40] ;
- apporter des éléments de justification complémentaires pour la centrale nucléaire de Fessenheim vis-à-vis du nombre et du volume des cuves transportées pouvant participer à l'explosion d'une péniche non ou mal dégazée.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

H.9. Risques associés à la défaillance de tuyauteries et aux inondations internes

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, vous proposez de réévaluer les risques associés à la défaillance de tuyauteries et aux inondations internes :

- en prenant en compte les niveaux de référence établis par l'association WENRA en 2008 ;
- en vous appuyant sur une méthodologie révisée de prise en compte des inondations internes induites par fouettement de tuyauterie haute énergie (THE). En particulier, cette méthodologie ne postule aujourd'hui plus qu'une défaillance induite par la THE (la plus pénalisante en termes de volume d'eau libéré) alors que la méthodologie précédente considérait la rupture de l'ensemble des tuyauteries à proximité.

Vous avez justifié cette évolution du référentiel par une analyse du retour d'expérience français et international et les conclusions de plusieurs travaux de recherches français et internationaux, dont des essais réalisés en laboratoire, qui concluent au caractère pénalisant des hypothèses actuelles (référence [96]).

Les éléments transmis par EDF sont actuellement en cours d'instruction et pourront faire l'objet de demandes ultérieures de l'ASN.

H.10. Risques associés aux défaillances de réservoirs, pompes et vannes

Vous ne prévoyez pas d'étudier les risques associés aux défaillances de réservoirs, pompes et vannes. En effet, la qualité de conception et de construction¹⁹ de ces derniers contribue à réduire le risque de leur rupture et donc d'émissions de projectiles internes.

Au cours de l'instruction, vous vous êtes engagés à vérifier si l'échantillon de « missiles » potentiels considérés à la conception des réacteurs de 900 MWe est suffisamment représentatif des « missiles » qui pourraient être produits par la rupture de ces réservoirs, pompes ou vannes.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de la part de l'ASN.

H.11. Risques associés à l'incendie

Démonstration de maîtrise des risques liés à l'incendie

Dans le compte-rendu en référence [48], vous avez défini « le référentiel de sûreté pour l'incendie » comme « porté par le chapitre « protection contre l'incendie » des rapports de sûreté (de paliers et de sites) » et indiqué qu'il « intègre les exigences de la réglementation et cite les référentiels de doctrine (exigences de sûreté) ». Vous avez en outre précisé dans la note en référence [18] que le référentiel « incendie » prendrait en compte la décision n° 2014-DC-0417 de l'ASN concernant l'incendie [49].

Des incohérences existent entre des notes de doctrines et le rapport de sûreté. À titre d'exemple, la note [50] qui décrit les principes et la méthode utilisés pour établir la sectorisation de sûreté des locaux de l'îlot nucléaire des réacteurs de type CP1 et CP2 indique être sans écart « avec le référentiel de sûreté ». Elle affirme cependant que la démonstration de sûreté ne repose que sur un seul niveau de défense en profondeur, la sectorisation, ce qui est contraire aux exigences de la réglementation et du rapport de sûreté.

Vous avez indiqué prévoir la transmission d'une « note de synthèse de la prise en compte de l'incendie » en septembre 2016 [15], sans en détailler le contenu.

Demande SUR n° 29 : L'ASN vous demande, dans le cadre de la prise en compte des exigences de la décision « incendie » à laquelle vous vous êtes engagés, de vérifier la cohérence entre votre rapport de sûreté et les notes de doctrines qui y seront référencées. Vous présenterez votre démarche pour septembre 2016.

De plus, conformément à la demande de l'ASN ci-avant, vous identifierez les éléments de maîtrise des risques liés à l'incendie, y compris les éléments que vous appelez « passifs », nécessaires à la démonstration de sûreté.

Demande SUR n° 30: L'ASN vous demande de transmettre, pour septembre 2016, votre démarche d'identification des éléments de maîtrise des risques liés à l'incendie nécessaires à la démonstration de sûreté.

¹⁹ En fonction de leur importance pour la sûreté, les matériels mécaniques doivent faire l'objet d'exigences de qualité de conception. Ces exigences sont définies dans le RCC-M (Règles de Conception et de Construction des matériels Mécaniques).

Prise en compte des apports des règles de conception et d'exploitation de l'EPR

L'ASN a estimé dans son courrier en référence [51] que la conception du réacteur EPR permettait une « *amélioration notable par rapport aux réacteurs en exploitation dans la prise en compte du risque d'incendie* ». Cette amélioration résulte notamment de dispositions telles que : la mise en œuvre d'un système de contrôle des fumées, la prise en compte de l'exigence du critère de défaillance aléatoire induisant par exemple la redondance de la détection et des clapets placés en limite des secteurs de feu de sûreté ou la prise en compte du maintien de la stabilité et de l'intégrité de certains secteurs de feu lors d'une explosion.

Pour tenir compte de ces avancées liées à l'EPR, vous avez examiné la faisabilité de l'application aux réacteurs en exploitation de la méthode EPRESSI (méthode de justification de la sectorisation incendie, basée sur l'évaluation des performances réelles des éléments de sectorisation en cas d'incendie, développée pour les réacteurs de type EPR). Vous avez conclu [52] à l'inapplicabilité de cette méthode aux réacteurs de 900 MWe.

Vous n'étudiez pas la possibilité d'appliquer aux réacteurs de 900 MWe les autres évolutions incluses dans les règles de conception et d'exploitation de l'EPR et, en ce sens, vous ne répondez pas, pour le risque d'incendie, à l'objectif général de vous rapprocher du niveau de sûreté des réacteurs de troisième génération.

Demande SUR n° 31: L'ASN vous demande d'examiner, pour septembre 2016, la possibilité d'appliquer aux réacteurs de 900 MWe, d'autres évolutions incluses dans le référentiel relatif à la maîtrise des risques liés à l'incendie de l'EPR.

Justification de la sectorisation incendie

Par lettre en référence [16], fixant les objectifs du réexamen de sûreté VD3-900, l'ASN vous a demandé de réviser la méthode utilisée pour justifier le bon dimensionnement des équipements concourants à la sectorisation incendie.

Conformément au programme d'actions présenté dans votre dossier d'orientation (DOR) [6] du réexamen de sûreté VD4-900, vous avez transmis la note [52] visant à évaluer la faisabilité d'une application de la méthode EPRESSI pour la justification du dimensionnement de la sectorisation incendie des réacteurs de 1450 et 900 MWe. Dans cette note, vous concluez à une « *impossibilité d'application industrielle de la méthode EPRESSI* » aux réacteurs en exploitation. Vous concluez également paradoxalement que « *l'exercice a permis de confirmer le bon dimensionnement de la sectorisation dans une majorité de locaux* ». L'ASN ne souscrit pas à cette conclusion car, d'une part, l'étude de faisabilité EPRESSI n'avait pas pour vocation de confirmer le bon dimensionnement de la sectorisation et, d'autre part, le faible pourcentage de locaux testés ne permet pas de généraliser une conclusion. De plus, l'exercice réalisé n'a pas non plus permis de traiter le bâtiment réacteur (de manière générale, cet exercice n'apporte pas d'élément vis-à-vis de la justification des zones de feu), les locaux contenant peu de charges calorifiques et les éléments de sectorisation ayant un faible degré coupe-feu.

Il vous a été rappelé [53] :

- qu'EDF devrait, à « *l'échéance du GP d'orientations VD4-900* », présenter les actions qu'elle a engagées en vue de « *proposer une autre méthode de justification du dimensionnement de la sectorisation incendie [...] tenant compte de l'évolution des connaissances en matière d'incendie dans des échéances compatibles avec les VD4-900* » ;
- que « *la justification de la sectorisation devrait porter sur tous les locaux* » (et pas seulement les locaux ayant fait l'objet de l'exercice de faisabilité EPRESSI).

La démonstration de la suffisance de la sectorisation que vous présenterez devra porter sur l'ensemble des volumes de feu de sûreté (VFS) et des dispositions de sectorisation. La démarche de sélection de locaux représentatifs de plusieurs volumes de feu de sûreté devra être justifiée en tenant compte des paramètres influents concernant les effets d'un incendie sur la sûreté (actuellement aucune pondération des enjeux de sûreté n'est associée à un volume de feu de sûreté). À défaut, une justification individuelle des dispositions de sectorisation contre l'incendie sera nécessaire pour chaque volume de feu de sûreté.

Demande SUR n° 32: L'ASN vous demande de lui transmettre, avant septembre 2016, la (ou les) méthode(s) retenue(s) de justification du bon dimensionnement de la sectorisation incendie couvrant tous les volumes de feux de sûreté (VFS).

L'ASN rappelle que vous devrez en outre avoir mis en œuvre cette (ou ces) méthode(s) pour vérifier l'ensemble de la sectorisation des centrales nucléaires de 900 MWe dans un délai compatible avec la nécessité de statuer sur le besoin de modifications, au titre du réexamen de sûreté associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

L'ASN rappelle les risques importants associés à l'incendie, qui ont fait l'objet de nombreuses demandes de l'ASN depuis 2003 ([16], [53], [67], [88]), et attend une démonstration structurée et robuste fondée sur une approche de défense en profondeur.

Vous vous êtes aussi engagés [15], à transmettre en fin d'année 2015 de nombreux compléments importants au regard de la démonstration attendue de la maîtrise des risques liés à l'incendie dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, notamment pour ce qui concerne les critères de propagation des feux, le risque d'inflammation des gaz imbrûlés sur les réacteurs de type CPY (l'échéance est proposée à mi 2016 pour les réacteurs de type CP0) et la prise en compte des effets de pression et des fumées conformément aux demandes du courrier de l'ASN [54].

Demande SUR n° 33: L'ASN vous demande de vous assurer de la prise en compte de l'évolution des connaissances concernant les problématiques des effets de pression en cas d'incendie et des effets induits par les fumées d'incendie sur les équipements pour le mois de septembre 2016.

Les suies contenues dans les fumées d'incendie étant susceptibles d'abaisser fortement les valeurs associées aux critères de dysfonctionnement en température des équipements importants pour la sûreté, l'ASN vous avait demandé, en 2013 [23], de réaliser, pour l'EPS incendie dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, une étude de sensibilité sur les VFS les plus sensibles en retenant une température de dysfonctionnement de 65 °C (au lieu de 95 °C) pour les équipements électroniques. Vous avez réévalué le risque total de fusion du cœur (RFC) à la suite d'un incendie en prenant notamment en compte ce critère. L'IRSN a considéré lors du bilan du réexamen de sûreté VD3-1300 que le RFC quantifié par EDF reflète l'état actuel des connaissances, notamment avec la prise en compte d'une température de dysfonctionnement de 65 °C pour les composants électroniques.

Vous n'avez cependant pas établi dans les analyses de sûreté déterministes de critère relatif au dysfonctionnement lié aux fumées d'incendie pour les équipements à protéger en cas d'incendie.

Demande SUR n° 34 : L'ASN vous demande, pour septembre 2016, de fixer et de justifier un ou des critères de dysfonctionnement dû aux fumées à retenir dans la démonstration de sûreté pour les équipements à protéger en cas d'incendie, et de proposer une méthode pour vérifier que ce ou ces critères ne sont pas atteints en cas d'incendie.

H.12. Risques associés à l'explosion

Le « référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'explosion interne » à l'indice C [86] qui a été décliné pour le réexamen de sûreté VD3-1300, a permis une évolution notable de l'analyse des risques d'explosion d'origine interne et constitue la base du réexamen de sûreté VD4-900.

Vous prévoyez de réexaminer ce référentiel pour prendre en compte notamment les niveaux de référence définis par l'association WENRA, les conséquences d'une explosion interne sur la sectorisation contre l'incendie, ainsi que la foudre comme déclencheur d'une explosion interne. Au titre des engagements pris au cours du réexamen de sûreté associé aux premières visites décennales des réacteurs de 1450 MWe, vous prévoyez par ailleurs de consolider les hypothèses d'analyse des conséquences d'une explosion interne aux bâtiments en vous appuyant sur des études détaillées (modélisation et calculs des effets de l'explosion).

Vous indiquez que les demandes formulées par l'ASN lors du réexamen de sûreté VD3-1300 [84] et à décliner sur les réacteurs de 900 MWe, feront l'objet d'un programme de travail qui sera transmis en juin 2016.

Pour ce qui concerne la maîtrise des risques liés à l'explosion, la démarche telle que présentée par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900 n'est pas structurée selon plusieurs niveaux de défense successifs et suffisamment indépendants tels que prescrits par l'article 3.1 de l'arrêté en référence [24] :

- pour l'ensemble des portions courantes de tuyauteries (hors singularités démontables), EDF s'appuie essentiellement sur des dispositions de prévention des dégagements de gaz inflammable pour exclure le risque ; la démonstration de sûreté repose ainsi sur un unique niveau de défense ;
- le traitement des locaux dans lesquels un risque de défaillance simultanée de deux matériels redondants existe en cas d'explosion consiste, en ultime recours, à mettre en place des matériels qualifiés pour les atmosphères explosifs (ATEX 2G), permettant de limiter le risque d'inflammation d'une atmosphère explosive sans l'exclure et sans supprimer le risque de défaillance de cause commune.

Vous prévoyez la transmission d'une note de synthèse concernant la prise en compte du risque d'explosion interne en août 2016.

Demande SUR n° 35: L'ASN vous demande de prendre en compte, dans la note de synthèse relative au risque d'explosion interne, les évolutions nécessaires de la démonstration de sûreté des réacteurs de 900 MWe relatives aux risques liés à l'explosion, notamment pour ce qui concerne la structuration de la démarche de défense en profondeur, selon une approche proportionnée aux conséquences.

H.13. Risques liés au transport interne de marchandises dangereuses

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, vous avez transmis des études de réévaluation de la démonstration de la maîtrise des risques d'agression interne associés à l'explosion, dont une démarche d'estimation des risques liés au transport interne de marchandises dangereuses. L'ASN a demandé des compléments par courrier en référence [55].

Vous ne prévoyez pas de traiter les risques liés au transport interne de marchandises dangereuses dans le cadre du réexamen de sûreté associé VD4-900 au-delà « d'éventuels compléments d'analyse ». Vous prévoyez le cas échéant la transmission d'un plan d'actions en juin 2016.

Demande SUR n° 36: L'ASN vous demande de prendre en compte, dans votre plan d'action relatif aux risques liés au transport interne de marchandises dangereuses, l'ensemble des demandes formulées dans le courrier ASN en référence [55] dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300.

H.14. Risques associés aux grands chauds

Vous avez élaboré en 2013 un ensemble de règles, dit « référentiel grands chauds », qui vise à vérifier le bon fonctionnement des équipements importants pour la sûreté (EIP-S) avec des températures de l'air et de l'eau plus élevées que celles retenues à la conception des réacteurs, que ce soit en régime permanent (démarche de « redimensionnement ») ou pour des situations exceptionnellement chaudes (agression « canicule »), pouvant être observées à l'horizon 2030.

Vous prévoyez de réexaminer le référentiel « grands chauds » en prenant notamment en considération les derniers éléments de veille climatique, les niveaux de référence définis par l'association WENRA et le retour d'expérience de la mise en œuvre du référentiel actuel.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN, sous réserve de la prise en compte des demandes « Demande SUR n° 22 » et « Demande SUR n° 24 » et du point ci-dessous.

L'ASN considère cependant que la prise en compte de ses demandes formulées dans le courrier [26] concernant notamment les hypothèses et les règles d'étude des situations de « grand chaud » est nécessaire pour statuer sur le caractère suffisant des modifications que vous prévoyez actuellement sur les réacteurs de 900 MWe de type CPY. De plus, vous devrez étudier l'impact de ces modifications sur le fonctionnement des systèmes support (alimentations électriques, refroidissement, ventilations) et prévoir les renforcements éventuellement nécessaires.

H.15. Risques associés aux grands froids

Vous prévoyez de réexaminer le référentiel « grands froids » en prenant notamment en considération les derniers éléments de veille climatique et les niveaux de référence définis par l'association WENRA. Vous précisez [18] qu'il s'agit pour l'agression « grands froids » de détecter et d'anticiper, s'il y a lieu, une éventuelle inflexion des tendances des températures extrêmes froides par analyse du retour d'expérience et de faire évoluer le cas échéant vos règles d'exploitation. Vous vous êtes notamment engagés à vérifier que les observations des dernières années ne remettent pas en cause le référentiel « grands froids ».

Sous réserve de la prise en compte des demandes « Demande SUR n° 22 » et « Demande SUR n° 24 », ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

H.16. Risques associés aux tornades

Vous avez fait évoluer le référentiel « tornades » élaboré en 2012 et qui avait fait l'objet de demandes de l'ASN [20] à la suite du réexamen de sûreté VD3-1300.

L'examen du référentiel se poursuivra à travers l'instruction des éléments transmis par votre courrier en référence [103].

H.17. Risques associés aux grands vents

Vous prévoyez de réactualiser les règles relative à la prise en compte des effets de la neige et du vent afin de vérifier la résistance aux grands vents des ouvrages classés de sûreté ou abritant des matériels identifiés comme « cibles » dans le référentiel « projectiles générés par les vents extrêmes » (PGVE). Pour les effets indirects du vent sur les cibles, vous indiquez que les règles relatives aux « Projectiles générés par les vents

extrêmes », déployées lors du réexamen de sûreté VD3-900, ont contribué à une amélioration significative de la sûreté vis-à-vis des projectiles. Vous considérez ce référentiel comme suffisant et vous vous êtes par ailleurs engagés [15] à vérifier que les cibles potentielles pouvant être atteintes par de tels projectiles à l'intérieur des bâtiments sont bien protégées.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de la part de l'ASN.

Néanmoins, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, l'ASN vous avait demandé [19] d'examiner, dans le cadre des prochains réexamens de sûreté, les risques de colmatage ou de survitesse induits par les vents violents et pouvant conduire à la défaillance de systèmes de ventilation. Sur ces aspects, vous indiquez [15] que vous vous positionnez « ultérieurement et si nécessaire à l'issue des études menées pour la tornade ». L'ASN considère que l'usage du terme « si nécessaire » n'est pas conforme à sa demande.

Demande SUR n° 37: L'ASN vous demande d'examiner, sous un an, les risques de survitesse induits pour les systèmes de ventilation par les vents violents et pouvant conduire à leur défaillance.

H.18. Gestion des situations de long terme de perte de la source froide et de perte des alimentations électriques externes dues à des agressions externes affectant l'ensemble des réacteurs d'une centrale

À la suite de l'accident de Fukushima, vous révisiez les études de perte totale de la source froide pour l'ensemble des réacteurs d'une centrale nucléaire (situations dites « H1 de site ») afin de compléter la démonstration de sûreté historique des réacteurs (qui ne prenait en compte que les situations « H1 de tranche » au titre du domaine complémentaire). Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, la position que vous avez prise [15] s'appuie sur le courrier [17] présentant les principales évolutions d'hypothèses envisagées pour les études « H1 de site ». Les éléments que vous présentez dans ce courrier n'appellent pas de remarque de l'ASN, à l'exception de ceux relatifs aux règles d'études.

En particulier, concernant les paramètres dominants des études « H1 de site », vous proposez une puissance initiale égale à 100 % de la puissance nominale (contre 102 % de P_n pour les situations du domaine complémentaire), pénalisée d'une incertitude de 1σ (2σ pour le domaine complémentaire). La température du réservoir d'alimentation auxiliaire des générateurs de vapeur (ASG), autre paramètre dominant, est prise égale à 45 °C, alors que les études du domaine complémentaire retiennent une température de 55 °C voire 60 °C (respectivement pour les réacteurs de type CPY et CP0).

Les évolutions d'hypothèses que vous proposez, par rapport à celles énoncées dans le rapport de sûreté VD3-900, ne sont pas cohérentes avec celles retenues pour l'étude des situations appartenant au « domaine complémentaire » de la démonstration de sûreté²⁰ et ne prennent pas en compte la demande de l'ASN, applicable aux réacteurs de 900 MWe de type CPY, issue du réexamen de sûreté VD3-1300 [27].

Demande SUR n° 38: L'ASN vous demande d'étudier, sous un an, les situations de perte totale de la source froide d'une centrale nucléaire en retenant, pour les paramètres dominants des calculs thermohydrauliques, la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 95 % - les autres paramètres pouvant être pris à leur valeur nominale – et d'identifier, en fonction des nouveaux résultats obtenus, les éventuelles modifications nécessaires.

²⁰ La détermination de la puissance résiduelle, telle que la propose EDF, ne permet pas de conduire à une puissance résiduelle présentant une valeur enveloppe à 95%. Pour la température du réservoir ASG, EDF n'a pas justifié que la valeur de 45 °C respectait une valeur enveloppe à 95 %.

Par ailleurs, vous confirmez que les études d'« autonomie de site » valoriseront « *les moyens fixes disponibles sur site, ainsi que les moyens mobiles déployés dans le cadre des actions post-Fukushima* ».

À cet égard, les demandes de l'ASN [27] relatives aux exigences de sûreté (classement de sûreté et exigences associées) et d'exploitation vis-à-vis du risque d'agressions externes de mode commun d'un site dans le cadre des réexamens de sûreté précédents s'appliquent également aux réacteurs de 900 MWe.

Demande SUR n° 39: L'ASN vous demande de définir des exigences adaptées dans le rapport de sûreté et dans les règles générales d'exploitation permettant de garantir le bon fonctionnement et la disponibilité des moyens nécessaires à la gestion des situations de perte totale de la source froide et de perte des alimentations électriques externes pour l'ensemble des réacteurs constituant une centrale nucléaire, en adéquation avec le rôle de ces moyens dans la démonstration de sûreté. Ces exigences devront être appliquées à tous les moyens valorisés par EDF, y compris le cas échéant à ceux appartenant au noyau dur et aux moyens mobiles déployables en situation d'urgence.

H.19. Risques associés aux collisions et chutes de charge

Vous prévoyez de retenir dans la démonstration de sûreté nucléaire les collisions et chutes de charge en tant qu'agression interne, conformément à l'article 3.5 de l'arrêté INB [24]. Toutefois, vous ne prévoyez pas d'analyser les conséquences des collisions et des chutes de charge lorsque des dispositions de conception et d'exploitation permettent, selon vous, d'exclure ces risques.

Actuellement, les conséquences de la chute d'un emballage de transport dans le bâtiment d'entreposage du combustible (BK) sont étudiées conformément aux demandes de l'ASN. En revanche, aucune étude de ce type n'est à ce jour réalisée pour le bâtiment réacteur (BR), notamment en cas de chute du couvercle de cuve ou des éléments internes supérieurs. Or le retour d'expérience a montré que les chutes de charge, même pour un engin de manutention à exigences accrues tel que le pont polaire ou le pont lourd du BK, peuvent survenir. De plus, vous confirmez [21] que les événements de chute de charge sont principalement dus « *à l'inadéquation des procédures de manutention, des connaissances et des compétences du personnel, à des insuffisances au niveau de l'inspection, de la maintenance et de la vérification des équipements de levage* ».

À cet égard, l'ASN considère que vous devez examiner les conséquences des collisions et des chutes de charges dans le bâtiment réacteur (BR), y compris pour celles manutentionnées par le pont polaire.

Demande SUR n° 40: L'ASN vous demande d'évaluer, pour mars 2017, les conséquences des collisions et des chutes de charges dans le bâtiment réacteur, y compris pour les charges manutentionnées par le pont polaire. Par ailleurs, vous devrez apporter des éléments justifiant la qualité de la conception, de la fabrication, des contrôles en service et de l'exploitation du pont polaire. Le cas échéant, vous devrez définir des moyens complémentaires de prévention ou de limitation des conséquences de ces chutes de charge.

H.20. Études probabilistes de sûreté concernant les agressions

Conformément aux demandes de l'ASN formulées par courriers en références [23] et [3], vous proposez de réaliser :

- des EPS²¹ de niveaux 1 et 2 « incendie » et « inondation interne » spécifiques pour les sites du Bugey et de Fessenheim et des EPS de niveaux 1 et 2 génériques applicables à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe de type CPY. Vous vérifierez l'applicabilité des EPS génériques pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe de type CPY ;
- une analyse probabiliste du risque d'explosion interne axée sur la fréquence de formation d'une atmosphère explosive (ATEX) dans une zone présentant un enjeu pour la sûreté nucléaire ;
- des EPS de niveaux 1 et 2 « séisme » pour les sites du Bugey, Fessenheim et Tricastin.

Pour la réalisation de ces études, vous tiendrez compte des conclusions des instructions similaires réalisées dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300.

Méthode de sélection des agressions externes candidates à une analyse probabiliste des risques radiologiques externes

Pour les agressions externes autres que le séisme, vous réaliserez une analyse, selon une méthode de criblage qualifiée de « screening », de l'ensemble des agressions plausibles pour chaque site et sélectionnerez, sur la base de critères explicites, les sites et les agressions ou cumuls d'agressions pour lesquels une analyse probabiliste pourrait être menée en s'appuyant sur l'état de l'art international en la matière. Cette méthode retenue par EDF pour effectuer cette sélection est globalement satisfaisante. Toutefois, l'ASN considère que les agressions susceptibles de conduire à la fusion du combustible et à un effet falaise sur les rejets potentiels doivent être examinées.

Demande SUR n° 41 : L'ASN vous demande de compléter, sous 6 mois, la méthode de « screening » qui sera mise en œuvre dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900 afin que les agressions susceptibles de conduire à la fusion du combustible et à un effet falaise sur les rejets potentiels fassent l'objet d'une analyse particulière.

EPS de niveau 1 « inondation interne »

Le programme de travail d'EDF relatif aux EPS de niveau 1 « inondation interne » n'appelle pas de remarque de l'ASN.

EPS de niveau 1 « incendie »

Vous prévoyez des études spécifiques pour les sites du Bugey et de Fessenheim ainsi qu'une étude « générique palier » pour les réacteurs de 900 MWe de type CPY en précisant que vous « réalisez chaque analyse EPS « agression » sur la base d'une ou plusieurs tranches de référence et apporterez des éléments complémentaires permettant de prendre en compte l'ensemble des sites du palier 900 MWe ». L'ASN confirme l'importance de prendre en compte, dans l'étude générique, les différences de conception relatives aux systèmes de lutte et de protection contre l'incendie et à l'implantation des équipements.

Les EPS « incendie » et « explosion interne » ne traitent cependant pas des risques liés au phénomène d'arcs électriques à haute énergie (« High energy arcing fault »).

Demande SUR n° 42 : L'ASN vous demande de lui indiquer la manière dont vous allez prendre en compte, en utilisant une approche probabiliste, les risques liés au phénomène d'arc électrique à haute énergie.

EPS de niveau 1 « explosion »

Vous mettez en place un programme de travail qui répond de façon satisfaisante à la demande de l'ASN [3] de développer des EPS « agressions » tenant compte des spécificités des sites en ce qui concerne le risque d'explosion.

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300, l'ASN a estimé que les dispositions que vous avez prises permettent de limiter le risque de dégagement d'hydrogène en dehors des singularités, sans toutefois le supprimer. En particulier, le risque de fuite hors singularité n'est pas totalement exclu du fait des risques d'agressions mécaniques, de corrosion ou encore de défauts de conception. En conséquence, l'ASN vous a demandé par courrier en référence [84] d'étudier les conséquences sur la sûreté d'une explosion liée à un dégagement anormal d'hydrogène en dehors des singularités caractères démontables des circuits hydrogénés.

Dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900, en ce qui concerne les ruptures ou fuites en dehors des singularités démontables, vous considérez que la prise en compte de ces situations est « moins prioritaire » que celle d'autres sources de dégagement d'hydrogène (fuites au niveau des singularités démontables, procédés générateurs d'hydrogène) et, en conséquence, ne prévoyez pas l'étude de ces fuites du point de vue probabiliste.

L'ASN considère donc que la prise en compte des ruptures ou fuites en dehors des singularités démontables devra être traitée dans le cadre de la démarche déterministe prudente prévue au titre de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, au titre d'une vérification dans la note de synthèse concernant la prise en compte du risque d'explosion interne (cf. paragraphe H.12).

EPS de niveau 1 « séisme »

Conformément aux demandes de l'ASN formulées par courriers en références [33] et [23], vous prévoyez de réaliser une évaluation de la robustesse des installations au travers d'évaluations probabilistes de sûreté (EPS « séisme ») pour les sites électronucléaires de Bugey, Fessenheim, Chinon B et Tricastin.

Concernant les EPS de niveau 1 « séisme », vous proposez une approche graduée à l'échelle d'un palier, tout en prenant en compte la démarche de standardisation spécifique aux réacteurs français et en adoptant une analyse proportionnée au risque. Vous envisagez donc, selon les sites, trois types d'EPS « séisme » :

- EPS « séisme » de type 1 : étude « complète », pour des niveaux sismiques significativement supérieurs au référentiel applicable et pour les sites jugés les plus sismiques de chaque palier : Bugey, Fessenheim et Tricastin. Ces EPS servent d'études « de référence » pour chaque palier ;
- EPS « séisme » de type 2 ou 3 : études appliquées sur les autres sites du palier CPY et qui consistent :
 - o pour le type 2, à adapter l'EPS séisme « de référence » en tenant compte des spécificités du site,
 - o pour le type 3, à démontrer que le risque sismique est couvert par une EPS « séisme » réalisée sur un autre site.

Ces trois types d'EPS « séisme » comportent une revue d'experts.

L'ASN considère que vous devrez apporter des éléments de réponse complémentaire afin d'être mesure de se prononcer sur l'acceptabilité de la démarche proposée.

Demande SUR n° 43 : L'ASN vous demande de compléter votre dossier par les éléments suivants :

- la prise en compte des conclusions de l'instruction actuellement en cours sur les spectres sismiques à considérer dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900 et des spécificités des sites (classes de sols, appuis parasismiques de Cruas, etc.) pour la sélection des sites sur lesquels sont réalisées des EPS « séisme » de type 1 pour les réacteurs de 900 MWe de type CPY ;
- les modalités d'adaptation de l'EPS « séisme » de type 1 pour réaliser une EPS « séisme » de type 2 ou 3 (établissement de la courbe probabiliste d'aléa et des spectres de planchers associés, réalisation des courbes de fragilité sismique, etc.) ;
- les modalités d'intégration des conclusions des revues d'experts dans l'EPS « séisme » ;
- la prise en compte des demandes de l'ASN [23] relatives aux EPS « séisme » formulées dans le cadre du réexamen de sûreté VD3-1300.

EPS « Risque de chute de charge »

Vous ne prévoyez pas de réaliser de nouvelles évaluations probabilistes pour le risque de chute de charge, par rapport aux études de fiabilité réalisées dans les années 1990 pour les engins de levage du bâtiment réacteur, car vous estimez que l'analyse du retour d'expérience de chute de charge réalisée en 2012 ne remet pas en cause les données de fiabilité utilisées dans ces précédentes études.

Vous vous êtes néanmoins engagés [15] à réviser l'étude de fiabilité du pont polaire du bâtiment réacteur et à la compléter d'une synthèse qualitative du retour d'expérience d'exploitation des ponts polaires et des ponts lourds du BK.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de la part de l'ASN.

EPS « agressions » de niveau 2

L'ASN considère que le développement des EPS « agressions » de niveau 2 que vous prévoyez, qui seront les premières pour les réacteurs français, constituent un progrès notable et contribueront à l'évaluation la plus exhaustive possible des risques de fusion du cœur et de rejets radioactifs.

Échéancier du programme de travail

Par courrier [22], vous précisez que le programme de travail concernant le développement des EPS agressions naturelles externes et/ou des études de marges sera transmis en décembre 2015.

Conformément à sa demande D10 du courrier [23], l'ASN considère que les échéances relatives au développement des EPS doivent être compatibles avec une instruction dans le cadre de la VD4-900 et que vous devez définir, préalablement au réexamen de sûreté VD4-900, les approches et méthodes à mettre en œuvre pour analyser des séquences accidentelles par les agressions externes.

AUTRES THÈMES À TRAITER DANS LE RÉEXAMEN DE SÛRETÉ

I. Prise en compte des inconvénients

L'article L. 593-18 du code de l'environnement dispose que le réexamen de sûreté doit porter sur l'ensemble des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 (sécurité, santé et salubrité publiques, protection de la nature et de l'environnement).

L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base et la décision de l'ASN n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 [98] ont par ailleurs introduit des obligations sur les documents à joindre aux rapports de réexamen de sûreté transmis à l'ASN à compter du 1^{er} juillet 2015 :

- analyse de performance au regard des meilleures techniques disponibles (MTD) (art. 1.3.1 de la décision) ;
- éléments permettant le réexamen des limites fixées pour les substances mentionnées dans le tableau annexé à l'article R. 211-11-1 du code de l'environnement (art. 4.1.11-I de l'arrêté) ;
- état chimique et radiologique de l'environnement (art. 3.3.6. de la décision) ;
- mesure des niveaux d'émission sonore (art. 4.4.5.-I de la décision) ;
- éléments sur le contrôle permanent de la radioactivité ou le doublement des chaînes de mesures (art. 6.5 de la décision) ;
- bilan des études et échéancier de reconditionnement de certains déchets (art. 6.8 de l'arrêté).

L'ASN avait constaté que le sujet de la maîtrise des inconvénients n'était pas abordé dans le DOR VD4-900 et vous avait demandé la transmission de compléments par lettre en référence [85], afin de lui :

- présenter, au plus tard pour le 1^{er} septembre 2014, vos orientations pour le réexamen des inconvénients des réacteurs de 900 MWe et de préciser la démarche retenue pour le recours à la notion d'installation de référence ;
- transmettre, au plus tard pour le 15 juin 2014, des compléments au DOR VD4-900 afin de recenser l'ensemble des projets en cours ou prévus par EDF et qui sont susceptibles, d'ici ou lors de leur quatrième visite décennale, de conduire à, des évolutions significatives de l'état des réacteurs de 900 MWe ou de l'appréciation de leurs risques ou inconvénients, et d'en présenter les synergies et les interactions avec votre projet « réexamen de sûreté VD4-900 ».

Vous avez adressé récemment à l'ASN un Dossier d'orientation des réexamens spécifique aux inconvénients (DORi) [56] qui concerne tous les réacteurs. **Dans l'attente des remarques que l'ASN serait amenée à formuler sur ce dossier générique, qui est en cours d'instruction, vous veillerez à mener dans le cadre du réexamen de sûreté VD4-900 les études qu'il prévoit.**

J. Prise en compte des risques associés aux actes de malveillance

Le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 en référence [60] dispose que le rapport de sûreté traite de l'ensemble des accidents pouvant intervenir sur l'installation, que leur cause soit d'origine interne ou externe, y compris s'il s'agit d'un acte de malveillance. L'arrêté du 7 février 2012 en référence [24] précise à ce sujet, dans ses articles 3.5 et 3.6, que les conséquences sur l'installation des actes de malveillance sont des événements déclencheurs à traiter dans la démonstration de sûreté en tant qu'agression interne et externe.

L'ASN avait constaté que ce sujet de la maîtrise des conséquences d'un acte de malveillance n'était pas abordé dans le programme de travail que vous avez proposé pour préparer le réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leur quatrième visite décennale. L'ASN avait demandé des compléments sur ce point [7].

Vous avez indiqué par la fiche de réponse [14] que les études de sécurité seraient mises à jour en fonction des conclusions de la réévaluation de sûreté et que les éléments pertinents de ces études seraient versés dans le rapport de sûreté.

Ce programme de travail n'appelle pas de remarque de l'ASN.

PRISE EN COMPTE DES DIMENSIONS ORGANISATIONNELLES ET HUMAINES DANS LA CONCEPTION DES MODIFICATIONS

Le volume important de modifications attendues sur les réacteurs à l'occasion de leur réexamen VD4-900 et leur cumul introduisent des changements significatifs pour les hommes et les organisations en place sur les sites nucléaires. Dès lors, la prise en compte des aspects socio-organisationnels et humains (SOH), dès la phase stratégique du projet « VD4-900 » puis tout au long de son déroulement, constitue, selon l'ASN, un enjeu primordial. D'une façon générale, l'ASN constate depuis 2009 des fragilités récurrentes concernant l'appropriation de la démarche SOH par les ingénieurs qui doivent la mettre en œuvre et l'absence d'outils permettant la prise en compte des effets cumulés des modifications techniques sur une même activité. Force est de constater que ces fragilités persistent dans le projet « VD4-900 ».

Néanmoins, la nomination d'un spécialiste FOH chargé de piloter globalement la démarche SOH au sein du projet, la participation systématique des exploitants dans les instances décisionnelles du projet et l'organisation d'une revue SOH entre les concepteurs et les exploitants en fin de phase stratégique sont autant de dispositions qui, pour l'ASN, sont de nature à améliorer la prise en compte des dimensions SOH dans les choix de conception. Les conclusions de la démarche et la synthèse des actions SOH (unitaires, transverses et cumulées) seront présentées lors d'une revue interne à EDF en intégrant l'ensemble des lots de modifications « VD4-900 » et « post Fukushima ». Cette revue devra permettre de conforter la pertinence et l'efficacité des dispositions mises en œuvre.

Par ailleurs, l'ASN note que les activités associées au réexamen de sûreté « VD4-900 » (études de conception, réalisation de modifications, examen de conformité, essais, documentation d'exploitation) constituent un projet important et de grande ampleur. L'ASN estime que ce projet est une occasion, à l'image du premier démarrage des réacteurs, de construire une dynamique d'acquisition et de partage des connaissances et compétences pour les personnels impliqués.

K. L'approche « FOH » transverse mise en œuvre par le projet « VD4-900 »

Dès 2007, vous avez mis en place une démarche de prise en compte des aspects SOH dans les évolutions techniques ou organisationnelles des réacteurs en exploitation. Intégrée au processus d'ingénierie, la démarche SOH est une démarche itérative dont l'objectif est d'atteindre les bénéfices escomptés d'une modification sans dégrader la performance d'ensemble, par des effets non maîtrisés pour les hommes et les organisations en place. Ainsi, dès la phase stratégique d'un projet, une première étape d'analyse des situations réelles d'exploitation susceptibles d'être transformées par une modification permet de clarifier les besoins opérationnels des exploitants et d'orienter la recherche de solutions *ad hoc*. Par la suite, une étape d'évaluation des solutions retenues, préalablement à leur intégration sur un CNPE, permet de s'assurer que les résultats escomptés sont bien obtenus et de procéder aux corrections nécessaires pour pallier les difficultés rencontrées par les exploitants. Enfin, à l'issue de la mise en place des modifications sur le réacteur « Tranche tête de série » (TTS) d'un CNPE, l'analyse *in situ* des nouvelles pratiques de travail permet de dresser un « retour d'expérience FOH », afin de procéder, si nécessaire, aux dernières mises au point avant la généralisation des modifications aux autres réacteurs du palier. Définie à l'origine pour la conception et l'accompagnement de modifications unitaires, cette démarche a été élargie pour prendre en compte les impacts cumulés de plusieurs modifications sur une même situation de travail ou un même métier.

Vous n'avez à ce jour débuté aucune démarche de mise en place d'outils et de processus permettant de tendre, au sein du projet « VD4-900 », vers une vision partagée des difficultés et des risques d'erreurs induits par le cumul d'un ensemble de modifications, afin de les supprimer, autant que faire se peut, par une modification de la conception technique des modifications unitaires concernées. Or en phase stratégique, des décisions qui sont prises vont jouer un rôle déterminant pour l'efficacité et la fiabilité des activités futures des exploitants sur lesquelles il sera souvent difficile de revenir par la suite.

L'ASN considère que vous devez définir au plus tôt, les dispositions (méthode, outils, organisation entre les différents centres d'ingénierie de la DIPNN²² et de la DPNT²³...) permettant de maîtriser l'effet des impacts cumulés des modifications du projet « VD4-900 » sur les activités opérationnelles concernées et les risques d'erreurs qui pourraient s'avérer dommageables pour la sûreté.

Vous vous êtes engagés [15] à mener, via le groupe d'animation SOH transverse entre les centres d'ingénierie et la DPN, une analyse des cumuls potentiels d'impact SOH en vous basant sur les analyses SOH unitaires des modifications. Les conclusions de la démarche et la synthèse des actions SOH (unitaires, transverses et cumulées) seront présentées lors d'une revue SOH centres d'ingénierie/DPN en fin de phase stratégique en intégrant l'ensemble des modifications prévues dans les cadres VD4-900 et « Post Fukushima » et vous en transmettez les conclusions à l'ASN en mars 2016.

Demande SOF n° 1 : L'ASN vous demande d'explicitier, dans les conclusions de la revue que vous transmettez en mars 2016 :

- **la méthode, les outils et l'organisation mises en place pour identifier les modifications unitaires opérationnellement liées et analyser les risques pour la sûreté induit par leur cumul ;**
- **les modifications opérationnellement liées identifiées à l'issue de cette analyse, ainsi que les dispositions prévues, afin de maîtriser leurs effets sur la sûreté.**

L. Le pilotage « projet » de la démarche SOH

La nomination d'un spécialiste FOH chargé de piloter globalement la démarche SOH au sein du projet VD4-900, la participation systématique des exploitants dans les instances décisionnelles du projet et l'organisation d'une revue SOH entre les concepteurs et les exploitants en fin de phase stratégique sont autant de dispositions qui, pour l'ASN, sont de nature à améliorer la prise en compte des dimensions SOH dans les choix de conception. Les conclusions de la démarche et la synthèse des actions SOH (unitaires, transverses et cumulées) seront présentées lors d'une revue interne à EDF en intégrant l'ensemble des modifications « VD4-900 » et « post Fukushima ». Cette revue devra permettre de conforter la pertinence et l'efficacité des dispositions mises en œuvre.

Les conditions du succès d'une intégration efficace de dimensions organisationnelles et humaines dans un projet de conception passent par l'organisation d'échanges entre les « bons acteurs » aux « bonnes étapes » d'un projet et la planification des activités associées. Or le projet « VD4-900 » ne comprend pas, actuellement, de dispositions permettant de suivre le résultat des actions SOH de chaque modification unitaire et de les partager entre les pilotes d'études appartenant à différents lots. Par ailleurs, les jalons correspondant au planning des actions FOH ne sont actuellement pas intégrés dans les différents plannings du projet « VD4-900 ». De la même façon que la démarche SOH suit le processus d'ingénierie, l'ASN considère comme nécessaire le fait que les plannings techniques et « FOH » puissent apparaître sur un même document pour

²² DIPNN : Direction ingénierie et projet nouveau nucléaire.

²³ DPNT : Direction du parc nucléaire et thermique.

aider à prévoir et planifier des points de rencontre et de travail pluridisciplinaire entre les différents acteurs de la conception des modifications.

En conséquence, l'ASN considère que vous devez mettre en place des dispositions organisationnelles pour assurer le suivi des actions SOH engagées pour chaque modification unitaire et partager les résultats obtenus entre les différents pilotes d'études de façon à permettre la cohérence et la robustesse d'ensemble des choix de conception. Par ailleurs, l'ASN considère que les actions FOH engagées doivent être intégrées dans le planning du projet afin de les rendre visibles par tous les acteurs du projet.

Vous vous êtes engagés [15] à suivre les actions SOH à enjeu, notamment en comité de pilotage du projet « VD4-900 ». EDF inclura dans les plans d'actions SOH un paragraphe définissant les modalités de suivi et de pilotage. Par ailleurs, lors des réunions d'enclenchement des affaires, les actions SOH devant faire l'objet d'un suivi en instance projet seront formalisées. L'ASN considère ces dispositions comme insuffisantes et vous demande de prendre les dispositions nécessaires pour que les pilotes d'études puissent se coordonner afin d'identifier les interactions potentiellement dommageables pour la sûreté entre différentes modifications opérationnellement liées.

Demande SOF n° 2 : L'ASN vous demande de lui transmettre sous deux mois un bilan des dispositions que vous comptez mettre en œuvre pour suivre les actions SOH engagées et partager les résultats obtenus entre les différents pilotes d'études de façon à permettre la cohérence et la robustesse d'ensemble des choix de conception.

M. L'expérience « de terrain » des personnels des « structures pilotes palier »

Les « structures pilote palier » des réacteurs de 900 MWe sont actuellement composées de personnels expérimentés qui connaissent bien les installations et les métiers des sites. À ce titre, ils constituent des acteurs essentiels pour la validation des analyses de sensibilité SOH par la connaissance de la réalité du terrain qu'ils mobilisent, cette réalité opérationnelle étant le plus souvent méconnue des centres d'ingénierie d'EDF. De fait, l'analyse de sensibilité SOH d'une modification ne peut pas être menée à bien sans connaître l'ensemble des exigences et des difficultés opérationnelles des activités de travail concernées. Or les « structures pilote palier » des réacteurs de 900 MWe, comme bon nombre de structures d'EDF, font l'objet d'un renouvellement générationnel notable.

À cet égard, l'ASN s'interroge sur l'impact de ce renouvellement sur la capacité des « structures pilote palier » à tenir compte de la réalité du terrain pour valider le flux des analyses de sensibilité SOH à venir.

Demande SOF n° 3 : L'ASN vous demande de présenter d'ici deux mois votre stratégie globale de gestion des emplois et des compétences des « structures pilotes palier ».

L'ASN vous demande également de justifier du fait que cette stratégie tienne compte de la durée et des conditions nécessaires à la montée en compétences des personnes et des collectifs de travail et permette la gestion de la transition liée au renouvellement des générations.

N. Les compétences « FOH » des pilotes d'études

Un enjeu fort de la démarche SOH est l'intégration, dans les pratiques d'ingénierie, des savoirs et savoir-faire « FOH » pour mieux tenir compte des hommes et des organisations dans la conception des modifications et ainsi éviter que seuls les aspects techniques d'une modification soient considérés au détriment de la prise en

compte des contraintes et des difficultés réelles d'exploitation. Pour ce faire, EDF a mis en œuvre une formation de deux jours qui s'adresse plus particulièrement aux pilotes d'études en charge des modifications techniques. Cependant, l'IRSN a constaté, au cours de son instruction, que l'intégration des aspects FOH dans les dossiers de modifications n'était pas encore considérée avec la priorité appropriée par les pilotes d'études. À titre d'exemple, alors que la rénovation du système de mesure de la puissance nucléaire (RPN) est qualifiée à enjeu SOH fort, que des risques d'erreurs humaines ayant un impact sur la sûreté ont été identifiés, que des points méritent d'être approfondis avec les exploitants et qu'enfin la mise en place d'essais et de simulations est prévue, la mobilisation de spécialistes « FOH » n'est aujourd'hui pas envisagée, la coopération entre le concepteur et l'exploitant étant considérée suffisante pour mener à bien les actions envisagées. Pour l'ASN, ces constats mettent en lumière une représentation lacunaire de la démarche SOH et, plus généralement, de la technicité propre aux analyses « FOH », qui conditionne la prise en compte réelle de la diversité et de la complexité des opérations d'exploitation concernées par une modification.

Vous vous êtes engagés [15] à mettre en place des actions de professionnalisation et d'accompagnement des acteurs SOH (pilote d'études, responsables de conception, pilote d'affaire, managers) qui consiste en une information sur la démarche intégrée au « Cours Nouveaux Arrivants », en un module de formation à destination des pilotes d'études, responsables de conception pilote d'affaire et en un module de formation pour les managers, qui sera revisitée en 2015. Vous renforcerez ce dispositif par une action de formation spécifique auprès des membres de comités décisionnels, par l'accompagnement de chaque concepteur d'un expert SOH, s'il le souhaite, dans le cadre de la démarche SOH et des sensibilisations à la démarche SOH qui seront réalisées dans les services et les groupes. Enfin, vous avez prévu de décliner dans les centres d'ingénierie un plan de communication sur la thématique SOH.

L'ASN constate que ces dispositions correspondent au dispositif de professionnalisation et d'accompagnement des acteurs SOH déjà en place.

Or l'ASN considère que la prise en compte des dimensions organisationnelles et humaines dans la conception des modifications de l'installation requiert des compétences spécifiques et une méthodologie rigoureuse. À ce titre, la formation des pilotes d'études devrait être approfondie.

Demande SOF n° 4 : L'ASN vous demande de justifier sous deux mois la suffisance des deux jours de formation proposés à vos pilotes d'études pour acquérir une compétence appropriée sur le sujet et mettre en œuvre de façon autonome la démarche SOH. De plus, l'ASN vous demande de mettre en place des dispositions organisationnelles permettant de renforcer la compréhension et l'assimilation des fondamentaux de la démarche SOH par les pilotes d'études, afin que les modifications dont ils ont la charge puissent, *in fine*, être exploitées en toute sûreté.

RÉFÉRENCES

- [1] Lettre EDF DPI/DIN/EM/MRC/PC-10/025 du 15 septembre 2010 : Orientations de sûreté pour l'extension à 60 ans de la durée d'exploitation des réacteurs nucléaires français
- [2] Lettre EDF DPI/DIN/EM/AKI-SB-10/001 du 20 septembre 2010 : Réunion du cadrage du GP d'orientations pour l'extension de la durée d'exploitation des réacteurs électronucléaires français
- [3] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-013464 du 28 juin 2013 : Programme générique proposé par EDF pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de leur quatrième réexamen de sûreté
- [4] Lettre EDF DPI/DIN/EM/JMMo 2013-03 MB du 19 septembre 2013 : Dossier d'orientations du réexamen de sûreté lié aux quatrième visites décennales des tranches REP 900 MWe
- [5] Lettre EDF DPI/DIN/EM/JMMo du 13 février 2014 : Réexamen de sûreté lié aux quatrième visites décennales des tranches REP 900 MWe – Mise à jour du dossier d'orientations – Indice C
- [6] Note EDF EMESN130349 indice C du 24 janvier 2014 : Dossier d'orientation du réexamen de sûreté VD4-900
- [7] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-010622 du 10 mars 2014 : Orientations du réexamen de sûreté associé aux quatrième visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe
- [8] Lettre EDF D305514036397 du 20 juin 2014 : Orientation du réexamen de sûreté associé aux quatrième visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe - Transmission de la note EDF D305514018692 du 20 juin 2014
- [9] Lettre EDF D305514041039-JLD/INI du 30 juin 2014 : Orientation du réexamen de sûreté associé aux quatrième visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe
- [10] Lettre EDF D305514050446 du 30 juillet 2014 : Orientation du réexamen de sûreté associé aux quatrième visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe
- [11] Lettre EDF D305514061133 du 02 septembre 2014 : Orientation du réexamen de sûreté associé aux quatrième visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe
- [12] Lettre EDF D305514065246 du 30 septembre 2014 : Orientation du réexamen de sûreté associé aux quatrième visites décennales des réacteurs du palier 900 MWe
- [13] Lettre EDF D305514053809-CHN/JMS du 01 août 2014 : Transmission de la note EDF/SEPTEN D305914013494 indice A du 31 juillet 2014 – « Démarche d'analyse sur le parc en exploitation des événements et des délais opérateur du référentiel de dimensionnement de Flamanville 3 »
- [14] Fiche de réponse EDF D305514054668 du 27 août 2014 concernant la prise en considération des actes de malveillance dans le réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe
- [15] Lettre EDF D4008.10.11.15/0248 du 11 juin 2015 : - GP « orientations VD4-900 » : Positions et actions EDF
- [16] Courrier DGSNR/SD2/N°760/2003 du 09 octobre 2003 : Orientations du réexamen de la sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leurs troisième visites décennales
- [17] Courrier EDF/SEPTEN D305915000330 du 12 janvier 2015 : situation « H1 de site »
- [18] Note EDF/SEPTEN D305914006827 indice A du 27 juin 2014 - Réexamen de sûreté VD4-900 – périmètre d'évolution des exigences pour les études des agressions de référence
- [19] Lettre ASN - CODEP-DCN-2014-058834 du 2 janvier 2015 - Réacteurs électronucléaires - EDF - Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) – Protection contre les vents violents
- [20] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-054236 du 10 décembre 2014 - Réacteurs électronucléaires - EDF – Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Prise en compte des agressions météorologiques – Tornade
- [21] Note EDF/SEPTEN ENGSIN120276 indice A du 20 décembre 2012 - Fiabilité des moyens de manutention : Analyse du REX national et International vis-à-vis des chutes de charge des ponts IPS

- [22] Courrier D305515067382-JLD/JMS du 7 août 2015 : VD4-900 – Programme de travail du réexamen de sûreté
- [23] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-005093 du 4 mars 2013 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe – Études probabilistes de sûreté de niveau 1 (EPS1) relative aux réacteurs de 1300 MWe dans le cadre de leur troisième réexamen de sûreté (VD3-1300)
- [24] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales applicables aux installations nucléaires
- [25] Niveaux de référence WENRA applicables aux réacteurs nucléaires existants du 24 septembre 2014
- [26] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-0068588 du 9 janvier 2013 : Palier 900 MWe CPY - État documentaire PTD n°2 - référentiel « grand chaud »
- [27] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-042192 du 12 septembre 2013 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Autonomie de site vis-à-vis d'agressions externes de mode commun
- [28] Guide ASN n° 13 du 8 janvier 2013 relatif à la protection des installations nucléaires de base (INB) contre les inondations externes
- [29] Règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2001-01 du 31 mai 2001 relative à la détermination du risque sismique pour la sûreté des installations nucléaires de base de surface
- [30] Guide de l'ASN 2/01 indice 0 du 26 mai 2006 « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs »
- [31] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-000645 du 9 janvier 2015 : Réacteurs électronucléaires - EDF – Palier 1300 MWe. Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Réévaluation sismique des ouvrages de génie civil - Tenue des BAS/BL et vérification de l'absence d'agression des bâtiments EIP par les salles des machines des CNPE de Flamanville et de Penly
- [32] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-001288 du 20 janvier 2015 : Réacteurs électronucléaires - EDF – Réexamen de sûreté associé aux troisième visites décennales des réacteurs de 1300 MWe (VD3 300) – Réévaluation sismique des matériels - Démarche DÉRESMA
- [33] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-020754 du 26 juin 2012 : Évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima réalisées en 2011 par EDF
- [34] Lettre ASN DEP-DCN-n°0360-2007 du 25 juillet 2007 : Séisme du 16 juillet 2007 affectant la centrale nucléaire de Kashiwasaki-Kariwa – Leçons à tirer pour les centrales nucléaires françaises
- [35] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-049726 du 29 août 2013 : Réacteurs électronucléaires - EDF - Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) – Inondation interne et rupture de tuyauterie haute énergie (RTHE)
- [36] Normes internationales CEI 62305-1 à 4 : Protection contre la foudre – Parties 1 à 4
- [37] Règle Fondamentale de Sûreté (RFS) 1.2.a du 5 août 1980 : Principes généraux relatifs à la protection contre les agressions externes. Prises en compte des risques liés aux chutes d'avions
- [38] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-000258 du 6 janvier 2015 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe – Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) – Agressions externes associées aux risques aériens
- [39] Règle Fondamentale de Sûreté (RFS) 1.2.d du 7 mai 1982 : Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication
- [40] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-002021 du 19 janvier 2015 : Réacteurs électronucléaires EDF – Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) – Maîtrise des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication
- [41] Norme internationale CEI 61000 : Compatibilité électromagnétique (CEM)
- [42] Lettre ASN – CODEP-DCN-2014-040468 du 23 octobre 2014 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Examen du retour d'expérience des années 2009 à 2011
- [43] Lettre ASN - CODEP-DCN-2013-042198 du 6 novembre 2013 : Réacteurs électronucléaires - EDF – Palier 1300 - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) – Prise en compte des agressions météorologiques - Phénomène de frasil

- [44] Lettre ASN - CODEP-DCN-2014-014728 du 31 mars 2014 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) – Détermination des plus basses eaux de sécurité (PBES)
- [45] Lettre ASN - CODEP-DCN-2014-055090 du 9 décembre 2014 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Agression de la source froide par une nappe dérivante d'hydrocarbures
- [46] Lettre ASN - CODEP-DCN-2014-055810 du 11 décembre 2014 : Réacteurs électronucléaires — EDF — Palier 900 - Réexamen de sûreté associé à la quatrième visite décennale des réacteurs (VD4-900) Examen de conformité de la fonction recirculation
- [47] Courrier EDF D305515009703 du 29 mai 2015 : Programme de travail détaillé relatif à l'évaluation de la conformité de la « fonction recirculation » RIS/EAS en réponse au courrier ASN CODEP-DCN-2014-055810 du 11/12/2014
- [48] Courrier EDF D455014056404 du 3 mars 2015 : Compte rendu de réunion
- [49] Décision ASN n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014, relative aux règles applicables aux INB pour la maîtrise des risques liés à l'incendie
- [50] Note EDF D305514085189 indice A de décembre 2014, relative aux principes et la méthode utilisés pour établir la sectorisation de sûreté des locaux de l'îlot nucléaire des tranches des paliers CP1-2, P'4 et P4
- [51] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-029192 du 1^{er} août 2011, relatif au Référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'incendie interne pour l'EPR (ETC-F indice G) et méthode EPRESSI
- [52] Note EDF D305914011853 indice A du 26 septembre 2014, relative à l'évaluation de la faisabilité d'une application de la méthode EPRESSI pour la justification du dimensionnement de la sectorisation incendie des réacteurs électronucléaires des paliers 1450 et 900 MWe
- [53] Courrier IRSN PSN-RES/SA2/2015-00043 du 5 février 2015 : Compte-rendu de réunion
- [54] Lettre ASN CODEP DCN-2014-004806 du 27 janvier 2015, relatif à l'incendie dans le cadre du réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs de 1300 MWe
- [55] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-015790 du 6 juin 2014, relatif au réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs de 1300 MWe et concernant le transport interne de marchandises dangereuses
- [56] Note EDF D305615003362 indice A du 28 septembre 2015 : Dossier d'orientation du réexamen de sûreté spécifique aux inconvénients (DORi)
- [57] Note EDF EMEGC040102 indice B du 26 novembre 2008 : REX Inondation Blayais – Analyse des défauts majeurs pouvant affecter les lames d'étanchéité intégrées dans la protection volumétrique
- [58] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057234 du 18 décembre 2014 : Flamanville 3 (réacteur de type EPR) - Règles d'études d'accident hors piscine de désactivation
- [59] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-018653 du 18 juillet 2014 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Référentiel criticité
- [60] Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives (dit « décret procédures »)
- [61] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-002829 du 9 février 2015 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe – Risques de dilution - Dilution hétérogène inhérente à l'accident par perte de réfrigérant primaire (APRP)
- [62] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057768 du 23 décembre 2014 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Études de sûreté – Mise à jour de la démonstration de sûreté
- [63] Lettre EDF ENDPJC060181 – GPR relatif à la gestion « ALCADÉ »
- [64] Lettre ASN - CODEP-DCN-2012-035207 du 18 juillet 2012 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier CPY – État documentaire « PTD n° 2
- [65] Note EDF/SEPTEN - ENSNDR130060 du 17 avril 2013 : Fiche de synthèse - Réponse à la demande A2.2 de la lettre ASN CODEP-DCN-2012-068588

- [66] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-020570 du 12 juin 2015 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Conséquences d'un accident d'insertion de réactivité en présence de crayons inétanches
- [67] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-008144 du 20 mars 2015 : Réacteurs électronucléaires – EDF - Bilan des études génériques réalisées dans le cadre des réexamens associés aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe
- [68] Note EDF ENTERP070216 indice B du 17 novembre 2008 : Méthodologie de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident
- [69] Note EDF ENTERP100087 indice A du 30 novembre 2010 : Recueil d'hypothèses pour le calcul des doses accidentelles intégrées par les équipements du parc en exploitation
- [70] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-003739 du 19 février 2015 : Réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe (VD3-1300) et réacteur EPR de Flamanville 3 - Méthode de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident avec ou sans fusion du cœur
- [71] Note EDF D305514032568 du 29 juillet 2014 : GP " AG EPS2 " VD3 1300 - Réponse à la lettre de suite ASN "CODEP-DCN-2013-038780"
- [72] Lettre ASN CODEP-2013-038780 du 25 novembre 2013 : Études probabilistes de sûreté de niveau 2 dans le cadre du troisième réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe
- [73] Note EDF ENSN120005 du 6 février 2012 : GPO DDF
- [74] Lettre ASN DEP-SD2-0500-2005 du 21 octobre 2005 : Risques associés aux accidents graves dans les REP en exploitation — Réexamen de sûreté à l'occasion des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe
- [75] Courrier D305515068058 du 14 août 2015 : GP « orientations VD4-900 » - Actions 4.8 R1
- [76] Note EDF 2808 NT 001 indice B transmis par le courrier D305515068058 du 14 août 2015
- [77] Note EDF 2808 NT 002 indice C-BPE transmis par le courrier D305515068058 du 14 août 2015
- [78] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-002998 du 9 février 2015 : Réacteurs électronucléaires - EDF— Projet EPR - Flamanville 3 - Dilution hétérogène inhérente lors d'une petite brèche ou d'une brèche intermédiaire sur le circuit primaire
- [79] Note EDF ENPRTL090437 de 2009 : Risque de dilution hétérogène au redémarrage du thermosiphon
- [80] Note EDF D305914012507 indice A du 29 juillet 2014 : Réexamen de sûreté VD4 900 – Note de cadrage de reprise des études d'accidents du RDS VD4 900 CPY en gestion PMOX et CP0 en gestion cyclades
- [81] Lettre ASN CODEP-CLG-2010-033054 du 17 juin 2010 : Poursuite de l'exploitation des réacteurs électronucléaires français
- [82] Note EDF D305515010083 du 30 juin 2016 - Analyse sur les réacteurs 900MWe du Parc en Exploitation des transitoires PCC3-t et PCC4-r du référentiel de dimensionnement de l'EPR de Flamanville
- [83] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-020043 du 16 juillet 2014 : Réacteurs électronucléaires - EDF - Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement (hors RTGV et accidents graves)
- [84] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-005838 du 7 mars 2014 : Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Explosion
- [85] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-011086 du 10 mars 2014 : Réacteurs électronucléaires - EDF - Prise en compte de la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des centrales nucléaires dans les réexamens de sûreté et les règles générales d'exploitation - Relevé de conclusions du séminaire du 24 janvier 2014
- [86] Note EDF ENGSIN040286 à l'indice C du 5 juillet 2011 : Référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'explosion interne aux CNPE hors palier EPR
- [87] Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression, adoptée par le groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires en octobre 2000

- [88] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-000461 du 23 février 2015 : Réacteurs électronucléaires - EDF - Réexamen de sûreté associé à la deuxième visite décennale des réacteurs de 1450 MWe (VD2-N4) – Orientations du programme du réexamen
- [89] Arrêté exploitation du 10 mars 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) des réacteurs nucléaires à eau sous pression (REP)
- [90] Guide ASN n° 21 du 06 janvier 2015 pour le traitement des écarts de conformité à une exigence définie pour un élément important pour la protection (EIP)
- [91] Courrier EDF D305515061524 du 23 juillet 2015 : GP orientations VD4 900 Action 7.2 R1-R2
- [92] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-023410 du 06 juillet 2015 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe - Contrôle du tube de transfert à mettre en œuvre dans le cadre de la troisième visite décennale des réacteurs
- [93] Courrier EDF D305915002275 du 16 février 2015 : Suite GPO DDF volet Vieillessement. Synthèse de l'état des connaissances sur les principaux mécanismes de vieillissement
- [94] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-004361 du 9 mars 2015 : Réacteurs électronucléaires — EDF — Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (1300 MWe) - Maîtrise du vieillissement - Fiches d'analyse du vieillissement et dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation génériques des réacteurs du palier 1300 MWe
- [95] Décision ASN DGSNR-BCCN-OT-VF n° 020406 du 10 octobre 2002 : Règles applicables aux soudures Socket Welding des circuits primaires principaux des réacteurs nucléaires à eau pressurisée d'EDF
- [96] Note EDF D305515059183 du 15 juillet 2015 : GP orientations VD4 900 Actions 5.15.R1
- [97] Nuclear Regulatory Commission (NRC) NUREG/CR 6909 : Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials
- [98] Décision de l'ASN 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base
- [99] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-021065 du 21 novembre 2014 : Réacteurs électronucléaires - EDF - Palier 1300 MWe - Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3-1300) - Étude des risques pour la piscine d'entreposage du combustible usé
- [100] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-018653 du 18 juillet 2014 – Réacteurs électronucléaires – EDF – Palier 1300 MWe – Réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale des réacteurs (VD3 1300) – Référentiel criticité
- [101] Lettre ASN Dép-DCN-0293-2007 du 27 août 2007 – Réacteurs nucléaires à eau sous pression – Référentiel criticité
- [102] Courrier EDF D305515061236 du 17 juillet 2015 – VD4 900 – Veille climatique
- [103] Lettre ASN D305515097890 du 26 novembre 2015 : Référentiel tornade
- [104] Note EDF EDT-GG 120872 du 20 décembre 2012 - étude de faisabilité technique visant à s'opposer au transfert de contamination dans le sol en cas d'accident grave avec percement de la cuve par le corium