



DIRECTION DES CENTRALES NUCLEAIRES
DIRECTION DES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES

Montrouge, le 26 février 2021

Réf. : CODEP-DCN-2021-007693

**Monsieur le Directeur
Division Production Nucléaire
EDF
Site Cap Ampère - 1 place Pleyel
93 282 SAINT-DENIS CEDEX**

Objet : Maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence dans le cadre des quatrièmes réexamens périodiques

Réf. : voir annexe 1

Monsieur le Directeur,

L'ASN a instruit, avec l'appui de l'IRSN, les dispositions retenues par EDF pour assurer la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des structures, systèmes et composants (SSC) pendant les dix années suivant le quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe (RP4 900).

L'ASN a en particulier examiné, au regard de l'évolution des connaissances, du retour d'expérience et des meilleures pratiques internationales, les sujets suivants :

- l'efficacité de la démarche de maîtrise du vieillissement mise en œuvre par EDF depuis les troisièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe ;
- les mises à jour des fiches d'analyse du vieillissement (FAV) et des dossiers d'aptitude à la poursuite d'exploitation (DAPE) génériques, en particulier les critères d'aptitude à la poursuite d'exploitation introduits dans les FAV à l'occasion de leur révision pour les quatrièmes visites décennales (VD4) ;
- le caractère suffisant des programmes de qualification progressive pour garantir l'extension de la qualification des matériels aux conditions accidentelles au-delà des VD4 ;
- l'adéquation de la stratégie d'EDF de maintenance exceptionnelle, notamment en matière d'action industrielle, pour assurer le remplacement de composants dans des délais appropriés ;
- la capacité d'EDF à assurer la qualification des pièces de rechange et à anticiper les approvisionnements de composants au regard du risque de leur obsolescence ;
- le caractère suffisant en matière de périmètre et de déploiement du programme d'investigations complémentaires (PIC).

Au cours de cette instruction, l'ASN a recueilli [1] l'avis des groupes permanents d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN) [2] et pour les réacteurs nucléaires (GPR) [3].

La maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des systèmes, structures et composants contribue au maintien dans le temps de la conformité des réacteurs à leur référentiel et représente à ce titre un enjeu important du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. En effet, certains SSC seront amenés à fonctionner au-delà de leurs hypothèses initiales de conception. C'est en particulier le cas des composants irremplaçables comme la cuve et l'enceinte de confinement.

Vous avez prévu de poursuivre la mise en œuvre de la démarche de maîtrise du vieillissement appliquée depuis les troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, en renforçant vos projets de rénovation et de remplacement de matériels dans la perspective d'une poursuite du fonctionnement des réacteurs jusqu'à 50, voire 60 ans. Dans cette perspective, vous avez également pris en compte les demandes que l'ASN a formulées dans ses courriers en références [4] et [5].

Après plus de dix années de mise en œuvre, l'ASN considère que votre démarche est mature. Son application rigoureuse est de nature à contribuer au maintien de l'aptitude des SSC à assurer leurs fonctions pour un fonctionnement des réacteurs pendant les dix années suivant leur quatrième réexamen périodique.

Toutefois, vous continuez de détecter des dégradations sur vos installations qui mettent en évidence des déficiences nécessitant des améliorations dans vos dispositions de maintenance préventive indispensables à la maîtrise du vieillissement.

Par ailleurs, l'instruction a montré que des dispositions complémentaires étaient nécessaires dans vos processus contribuant à la maîtrise du vieillissement des SSC des réacteurs tant au niveau des actions pilotées par vos services centraux, qu'au niveau de celles pilotées par chacune des centrales nucléaires. Vous avez fourni des éléments de réponse et mis en place des dispositions qui devraient contribuer à résoudre les difficultés identifiées. L'ASN sera vigilante à leurs effets dans la durée.

Au cours de l'instruction, vous vous êtes engagé à mettre à jour ou créer des FAV. Vous vous êtes également engagé à apporter des compléments, en particulier concernant l'aptitude au fonctionnement et la surveillance des SSC, notamment sur la corrosion des aciers, l'enceinte de confinement, les pathologies du béton, les internes de cuve, les calorifuges des composants du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) et les cocons de protection des câbles électriques ou le tube de transfert.

L'ASN considère que les actions réalisées ou en cours pour assurer le maintien de la qualification aux conditions accidentelles des équipements électriques et mécaniques sont satisfaisantes en vue de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà des quatrième réexamens périodiques.

Les opérations de maintenance exceptionnelle que vous envisagez sont cohérentes avec vos analyses de vieillissement. Elles consistent en des remplacements, des réparations ou des rénovations programmés pendant ou après les VD4. L'ASN sera vigilante aux évolutions que vous avez apportées dans votre processus décisionnel des opérations de maintenance afin d'améliorer la prise en compte des enjeux de sûreté.

L'ASN considère que le processus mis en œuvre pour la gestion de l'obsolescence ainsi que les évolutions que vous y avez apportées sont de nature à garantir un traitement satisfaisant et pérenne de l'obsolescence, y compris pour assurer la disponibilité des pièces de rechange. L'ASN restera attentive à

l'efficacité des mesures que vous avez mises en œuvre pour garantir le respect des exigences des pièces de rechange à la suite des écarts constatés fin 2019 de fourniture de pièces de rechange non qualifiées.

Le programme d'investigations complémentaires que vous avez défini, les modalités que vous avez prévues pour le traitement des résultats, ainsi que les justifications complémentaires de la pertinence de l'échantillon retenu pour réaliser les contrôles sont satisfaisants. L'ASN vous demande de tirer les enseignements de ce programme d'investigations, notamment en matière de contrôles complémentaires à réaliser dans des délais adaptés au regard des enjeux de sûreté.

L'ASN considère que les dispositions que vous avez mises en œuvre ou prévues pour assurer la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des SSC des réacteurs de 900 MWe et contribuer ainsi au maintien de leur conformité au-delà de leur quatrième réexamen périodique, complétées par les engagements que vous avez pris durant l'instruction [6], sont acceptables, sous réserve de la prise en compte des demandes précisées en annexe 2.

Certaines des demandes formulées dans cette annexe sont directement applicable aux réacteurs de 1300 MWe. Pour les autres, l'ASN vous demande d'analyser l'applicabilité des réponses que vous apporterez pour les réacteurs de 900 MWe au cas des réacteurs de 1300 MWe, d'ici la prochaine mise à jour des DAPE « composants » de ces réacteurs prévue en 2023.

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

Le directeur général adjoint
Signé

Julien COLLET

ANNEXE 1 A LA LETTRE CODEP-DCN-2021-007693

REFERENCES

- [1] Lettre ASN CODEP-DCN-2018-011650 du 01/03/2018
- [2] Avis CODEP-MEA-2018-014211 du 20/03/2018
- [3] Avis CODEP-MEA-2018-018336 du 17/04/2018
- [4] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-013464 du 28/06/2013
- [5] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-007286 du 20/04/2016
- [6] Courrier EDF D305918004607 du 04/05/2018
- [7] Lettre ASN DSIN-GRE/SD2/N°34-2001 du 19/02/2001
- [8] Lettre ASN DGSNR SD2 0497 2004 du 25/06/2004
- [9] Lettre ASN DEP-SD2-0424-2006 du 01/09/2006
- [10] Lettre ASN CODEP-DEP-2013-010075 du 12/03/2013
- [11] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-004361 du 09/03/2015
- [12] Courrier EDF ENDDP120015 du 01/03/2012
- [13] Positions et actions EDF D4008.10.11.15/0248 du 11/06/2015
- [14] Courrier EDF D305919035850 du 25/10/2019
- [15] Lettre ASN CODEP-DCN-2019-019139 du 19/04/2019
- [16] Courrier EDF D400820000053 du 31/01/2020
- [17] Arrêté modifié du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [18] Courrier EDF D455616039857 du 26/07/2016
- [19] Courrier EDF D455618071413 du 19/09/2018
- [20] Courrier EDF D455619060651 du 05/08/2019
- [21] Courrier EDF D455619099754 du 30/12/2019
- [22] Lettre ASN CODEP-DEP-2019-053770 du 28/01/2020
- [23] Courrier EDF D305919100337 indice 2 du 12/03/2020
- [24] Courrier EDF D305920009061 du 05/06/2020
- [25] Courrier EDF D305918019168 du 21/12/2018
- [26] Note EDF D455018004826 du 27/06/2018
- [27] Courrier EDF D455018008241 du 17/10/2018
- [28] Note EDF D305920000595
- [29] Courrier EDF D305919099278 du JJ/12/2019
- [30] IAEA Safety standards series n° SSG-63 - Design of fuel handling and storage systems for nuclear power plants specific safety guide
- [31] Courrier EDF D305918008491 du 29/06/2018
- [32] Courrier EDF D455018004812 du 26/06/2018
- [33] Décision n° 2021-DC-0706 de l'ASN du 23 février 2021 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires du Blayais (INB n° 86 et n° 110), du Bugey (INB n° 78 et 89), de Chinon (INB n° 107 et n° 132), de Cruas (INB n° 111 et n° 112), de Dampierre-en-Burly (INB n° 84 et n° 85), de Gravelines (INB n° 96, n° 97 et n° 122), de Saint-Laurent-des-Eaux (INB n° 100) et du Tricastin (INB n° 87 et n° 88) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique
- [34] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-021065 du 21/11/2014
- [35] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-023410 du 06/07/2015
- [36] Courrier EDF D455019001139 du 07/03/2019
- [37] Courrier EDF D455016008189 du 18/03/2016
- [38] Courrier EDF D455017010879 du 15/06/2017

- [39] Courrier EDF D455020000365 du 12/03/2020
- [40] Lettre ASN CODEP-DEP-2020-056382 du 1/02/2021

Demandses de l'ASN

A. Démarche de maîtrise du vieillissement

Dès 2001, dans la perspective des troisièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe, l'ASN vous a demandé par la lettre en référence [7] de définir un programme de travail pour rassembler l'ensemble des éléments nécessaires à la démonstration de votre capacité à poursuivre l'exploitation de ces réacteurs dans des conditions de sûreté satisfaisantes (compréhension des divers phénomènes de vieillissement, définition des contrôles supplémentaires à réaliser, etc.). À la suite de la réunion du GPR de 2003, l'ASN a considéré que la méthode et l'organisation mises en place pour assurer la maîtrise du vieillissement étaient globalement adaptées (référence [8]). Depuis, votre démarche a fait l'objet à plusieurs reprises de positions de l'ASN (références [9], [10], [11], [4] et [5]) ainsi que d'engagements de votre part (références [12], [13]).

Votre démarche repose à la fois sur une analyse générique du vieillissement et de ses conséquences sur les SSC réalisée au niveau national, au moyen de l'établissement de FAV et de DAPE génériques « composants », et sur une analyse locale spécifique à chaque réacteur (DAPE « réacteur ») à l'occasion de sa visite décennale. Elle intègre également un réexamen périodique annuel des FAV et quinquennal des DAPE « composants ».

La solidité de votre démarche repose principalement sur l'identification exhaustive des mécanismes de vieillissement. La prise en compte du retour d'expérience, tant national qu'international, et de la recherche portant sur les réacteurs à eau sous pression est importante pour la réalisation et la pertinence de cet inventaire.

Votre démarche globale de maîtrise des effets du vieillissement n'appelle plus, dans ses principes, de remarque de la part de l'ASN. Son application doit être rigoureuse pour assurer la maîtrise du vieillissement des réacteurs dans la perspective de leur fonctionnement au-delà des VD4.

L'ASN considère indispensable que vous vous assuriez, dans les faits, de la maîtrise du processus de maîtrise du vieillissement, de l'évaluation de sa performance et de son amélioration continue, notamment concernant :

- votre efficacité à intégrer le retour d'expérience ;
- votre capacité à anticiper les dégradations attendues (maintenances courante et exceptionnelle) ;
- l'efficacité des moyens mis en œuvre pour pallier des dégradations non prévues et à caractère souvent générique ;
- votre démarche de maintien de la qualification et de gestion de l'obsolescence.

A.1. Périmètre des SSC à prendre en compte

Les SSC non importants pour la sûreté dont la défaillance pourrait être une source d'agression de SSC importants pour la sûreté sont à prendre en compte dans votre démarche de maîtrise du vieillissement. Plusieurs événements significatifs pour la sûreté (ESS) récents ont mis en évidence des lacunes dans l'identification de tels SSC. Dans le cadre de l'instruction, vous avez effectué une première mise à jour de leur liste [14] et y avez associé deux nouvelles FAV génériques en 2019.

Cependant, l'ASN constate que vous n'avez pas terminé le travail d'identification, ni précisé l'échéance de sa finalisation.

Demande n° 1 : L'ASN vous demande d'achever, pour la prochaine mise à jour du recueil de FAV génériques, l'identification des SSC dont la défaillance, du fait d'un mécanisme de vieillissement, pourrait être une source d'agression de SSC importants pour la sûreté et de tenir compte de ce nouveau recueil de FAV pour l'élaboration des DAPE « réacteur » et des programmes locaux de maîtrise du vieillissement (PMLV).

Pour les réacteurs dont le DAPE mis à jour après leur VD4 ne tient pas compte de ce nouveau recueil, vous transmettez à l'ASN d'ici mi-2022 une note décrivant les résultats des contrôles complémentaires effectués pour prendre en compte les nouveaux SSC qui auraient été identifiés comme agresseurs de SSC importants pour la sûreté ainsi que, le cas échéant, les adaptations nécessaires du PLMV.

A.2. Indicateurs de pilotage du processus

Conformément à l'engagement que vous avez pris lors de l'instruction, vous avez complété les indicateurs de votre processus de maîtrise du vieillissement par un indicateur de suivi du délai de résorption des FAV en statut d'attente (statut 1). En complément de cet indicateur, vous avez mis en place des actions qui devraient vous permettre de statuer définitivement pour les FAV restées en statut 1 pendant parfois dix ans. Ces actions sont suivies dans le cadre de la revue annuelle du processus d'analyse du vieillissement.

Demande n° 2 : L'ASN vous demande de lui transmettre chaque année un bilan des FAV ayant un statut 1, par exemple en lui transmettant le compte rendu de votre revue annuelle relative au processus d'analyse du vieillissement.

En particulier, pour les FAV dont la cause du statut 1 est liée à des expertises en cours ou à l'élaboration de prescritifs de maintenance (programmes ou stratégies), vous indiquerez les raisons pour lesquelles l'échéance cible n'a pas pu être respectée.

A.3. Efficacité du processus de maîtrise du vieillissement

Au cours de l'instruction, l'analyse des événements significatifs (ESS) pour la sûreté relatifs au vieillissement a mis en évidence des lacunes dans la prise en compte du retour d'expérience. Vous vous êtes engagé à élargir le champ des fiches de retour d'expérience (FIREX) à prendre en compte dans votre analyse du vieillissement en vue de la mise à jour et de l'élaboration des FAV génériques. Vous avez réalisé une analyse de second niveau des ESS sur la période 2011-2017 afin d'identifier et traiter, dans les FAV, ceux relevant du vieillissement. Conformément à votre engagement, vous avez utilisé ces données issues du retour d'expérience en tant que données d'entrée du recueil des FAV de 2018 et pérennisé cette pratique, répondant ainsi à l'une des attentes de l'ASN.

Cependant, l'efficacité de la maîtrise du vieillissement dépend également de celle de votre traitement du retour d'expérience au niveau des sites et de vos services centraux. Ainsi, lors de l'instruction de vos réponses à sa demande [5] sur l'étendue de la vérification de la conformité à réaliser lors des quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe, l'ASN a formulé plusieurs demandes pour que vous

amélioriez votre démarche de prise en compte du retour d'expérience, notamment en termes d'analyse et de suivi des signaux faibles.

Par ailleurs, plusieurs exemples de dégradations, notamment par corrosion, détectées dans les dix dernières années, montrent que votre démarche de maîtrise du vieillissement apparaît encore trop orientée vers des actions réactives et peut manquer de systématisme et d'anticipation. L'anticipation est un objectif primordial de la maîtrise du vieillissement afin d'assurer la fiabilité des SSC dans le temps.

L'ASN considère en outre que les indicateurs actuellement mis en place, y compris celui nouvellement introduit sur le suivi des FIREX, sont insuffisants pour mesurer de manière adaptée la performance de votre processus de maîtrise du vieillissement.

Demande n° 2: L'ASN vous demande de définir, d'ici fin 2021, des outils d'évaluation de l'efficacité de votre processus de maîtrise du vieillissement et de son application et d'identifier, le cas échéant, des actions d'amélioration de l'exploitation du retour d'expérience pour la création ou la mise à jour des FAV.

A.4. Processus de maintenance

La maîtrise du vieillissement dépend en premier lieu de la qualité et de la pertinence de la maintenance préventive réalisée sur vos réacteurs. L'ASN s'est interrogée sur l'impact des évolutions récentes de votre politique de maintenance sur la garantie de la fiabilité des matériels et la disponibilité des systèmes à un niveau satisfaisant dans la durée, comme signalé dans son courrier [15] et examinera les réponses que vous avez apportées dans ce cadre [16], y compris au regard de la maîtrise du vieillissement.

Par ailleurs, votre note nationale de stratégie relative à la définition et à la mise en œuvre de la maintenance préventive précise que les FAV génériques et DAPE « composants » sont des données d'entrée pour créer ou modifier un programme national de maintenance préventive (PBMP). Comme le prévoit également cette note, les sites peuvent aussi être amenés, selon leur analyse locale, à établir des programmes locaux de maintenance préventive (PLMP) pour les éléments importants pour la protection des intérêts (EIP) non couverts par des prescriptions nationales. Cependant, la prise en compte des FAV génériques et DAPE « composants » n'est pas indiquée comme nécessaire dans le cas de l'élaboration d'un PLMP. L'ASN a ainsi noté lors de ses inspections que les sites n'analysent généralement pas ces documents génériques lors de la rédaction d'un PLMP.

Demande n° 3: L'ASN vous demande d'indiquer, sous six mois, dans votre processus de maintenance, que les sites doivent prendre aussi en compte les FAV génériques et les DAPE « composants » lors de la création ou la modification d'un PLMP.

Enfin, en application de la deuxième phase de votre projet de maîtrise du volume de maintenance (MVM), les sites peuvent désormais valider des dérogations relatives au prescriptif de maintenance non réglementaire sur les matériels non importants pour la sûreté, moyennant le respect de certaines exigences, notamment la mise en place d'un processus qualité et une décision tracée prise au niveau de la direction. L'ASN considère nécessaire de vérifier l'absence d'impact de telles dérogations sur la maîtrise du vieillissement de SSC non importants pour la sûreté mais agresseurs potentiels de SSC importants pour la sûreté.

Demande n° 4: L'ASN vous demande d'indiquer, sous six mois, dans votre processus de maintenance, que les sites doivent prendre en compte le vieillissement des SSC non importants pour la sûreté et agresseurs de SSC importants pour la sûreté lors de leur instruction des

dérogations relatives au prescriptif de maintenance non réglementaire sur les matériels non importants pour la sûreté.

A.5. Prise en compte des modifications

La maîtrise du vieillissement des installations est aussi conditionnée par la définition et la réalisation de modifications consistant à rénover ou à remplacer les SSC. Conformément à leur guide de rédaction, les DAPE « réacteur » doivent préciser les modifications réalisées à l'occasion des visites décennales (à partir des VD3) qui contribuent à la maîtrise du vieillissement. Si les DAPE « réacteur » listent un certain nombre de modifications, ils ne distinguent pas explicitement celles qui contribuent réellement à la maîtrise du vieillissement.

Vous aviez ainsi défini, à l'occasion de votre revue du processus de maîtrise du vieillissement de 2015, une action pour examiner la possibilité d'adjoindre un chapitre « impact de la modification sur la maîtrise du vieillissement ». Toutefois, au cours de l'instruction, vous avez indiqué avoir conclu en 2016 sur l'impossibilité de le faire.

Par ailleurs, votre guide de l'ingénierie opérationnelle (e-GIOP) n'identifie, au titre du vieillissement, que les aspects relatifs à l'obsolescence et à la qualification.

Demande n° 5 : L'ASN vous demande de définir, sous six mois, des dispositions permettant d'identifier, parmi les modifications réalisées sur les installations, celles qui contribuent à la maîtrise du vieillissement, et de les faire clairement apparaître dans les DAPE « réacteur ».

A.6. Déclinaison du processus de maîtrise du vieillissement par les sites

Les DAPE « réacteur », bien qu'élaborés en suivant le canevas défini par vos services d'ingénierie nationaux, s'avèrent hétérogènes d'un site à l'autre, la qualité de leur partie locale dépendant de l'appropriation et de la déclinaison de la démarche nationale.

L'ASN constate également que les DAPE « réacteur » ne présentent pas toujours fidèlement l'état des installations, notamment l'intégration du retour d'expérience local ou les solutions de traitement des derniers écarts recensés. De plus, ils ne prennent souvent pas suffisamment en compte les spécificités de conception, de fabrication, de réalisation, d'exploitation ou de maintenance des réacteurs.

L'ASN note que, conformément à votre engagement, la maîtrise du vieillissement fait désormais l'objet d'un processus élémentaire du sous-processus SP.GPI « Gérer le patrimoine industriel » devant être décliné aux niveaux national et local. Cette réorganisation des processus devrait, entre autres, répondre au constat de l'ASN que les sites ne se sont toujours pas pleinement approprié l'objectif du DAPE « réacteur », qui est d'apporter la démonstration de l'aptitude à la poursuite du fonctionnement du réacteur en tenant compte de ses spécificités, et du programme local de maîtrise du vieillissement.

Vous avez sensibilisé les sites sur le caractère continu de la maîtrise du vieillissement, qui doit dépasser la seule rédaction du DAPE « réacteur » tous les dix ans, en demandant par exemple aux sites de désigner un correspondant local « du vieillissement » en lien avec le réseau piloté au niveau national et en précisant que votre processus de maîtrise du vieillissement est à considérer comme un exercice continu, y compris au niveau local.

Un nouveau guide de rédaction des DAPE a été récemment émis en direction des sites, à titre de test, pour intégrer à partir des VD4 tous les EIP (à l'exclusion des équipements régulièrement remplacés), ainsi que les SSC pris en compte dans les études probabilistes de sûreté portant sur les agressions.

L'ASN considère ces évolutions, formalisées depuis mi-2019 dans différentes notes, satisfaisantes dans leur principe, mais sera vigilante sur l'effectivité de leur mise en œuvre par les sites et sur leur efficacité dans la durée.

Par ailleurs, des dégradations importantes, essentiellement dues à des insuffisances de maintenance préventive, ont été récemment découvertes sur le site de Flamanville. Ces dégradations ont pu remettre en cause la disponibilité de nombreux SSC importants pour la sûreté ou de SSC susceptibles d'aggraver des SSC importants pour la sûreté.

Un retour d'expérience global de la situation qu'a rencontrée la centrale nucléaire de Flamanville devra être tiré. En ce qui concerne la maîtrise du vieillissement, les DAPE « réacteur » n'étaient pas représentatifs de la situation réelle des réacteurs.

Demande n° 6 : L'ASN vous demande de tirer le retour d'expérience de la situation de Flamanville en 2019-2020 vis-à-vis du processus de maîtrise du vieillissement et de lui transmettre les conclusions de votre analyse d'ici six mois.

A.7. Cohérence du référentiel

L'ASN constate que des définitions associées à la démarche de maîtrise du vieillissement figurant dans le rapport de sûreté correspondant à l'état VD4 des réacteurs de 900 MWe, par exemple pour le périmètre des SSC à prendre en compte dans le processus, diffèrent de celles figurant dans votre guide méthodologique de maîtrise du vieillissement.

De plus, la description de la déclinaison locale de la démarche de maîtrise du vieillissement dans le rapport de sûreté est incomplète puisqu'elle se limite à l'élaboration du DAPE « réacteur », sans mentionner ce qui relève du processus continu à décliner par les sites, notamment à travers le PLMV.

Demande n° 7 : L'ASN vous demande, au plus tard lors de la prochaine transmission à l'ASN de la version consolidée du rapport de sûreté, de mettre en cohérence le rapport de sûreté correspondant à l'état VD4 des réacteurs de 900 MWe avec votre processus complet de maîtrise de vieillissement tel qu'il doit être décliné par vos services centraux et par les sites.

B. Aptitude au fonctionnement et surveillance des SSC

B.1. Critère d'aptitude à la poursuite d'exploitation

À la suite de la demande de l'ASN [5], vous avez introduit des critères d'aptitude à la poursuite d'exploitation dans toutes les FAV génériques des réacteurs de 900 MWe, à l'occasion de leur révision pour les quatrièmes réexamens périodiques de ces réacteurs. Les FAV ont également été modifiées pour y intégrer une nouvelle grille d'analyse post-VD4.

De plus, depuis leur dernière version de 2016, tous les DAPE « composants » contiennent un nouveau paragraphe sur les critères d'aptitude à la poursuite d'exploitation.

Enfin, l'ASN note que votre guide méthodologique pour la maîtrise du vieillissement décrit ces dispositions et a été mis à jour en 2020 pour intégrer notamment les évolutions prises à la suite de l'instruction.

L'ASN considère ces évolutions satisfaisantes dans leur principe.

Pour les SSC ne faisant pas l'objet d'un DAPE « composant », l'instruction a porté sur les FAV relatives à des SSC particulièrement importants : le tube de transfert des assemblages de combustible entre les piscines du bâtiment du réacteur (BR) et du bâtiment du combustible (BK), le liner de ces piscines, la bache du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR), les tuyauteries d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (ARE), les tuyauteries des systèmes de sauvegarde, certains ouvrages de génie civil et les groupes électrogènes de secours à moteur diesel.

Pour ce périmètre, vous vous êtes engagé à clarifier, mettre à jour et créer des FAV et à apporter des compléments, ce qui est satisfaisant.

Toutefois, certains compléments concernant les DAPE et les FAV et présentés dans les paragraphes suivants sont encore attendus.

B.2. Équipements sous pression nucléaires (ESPN)

Six DAPE « composants » et les FAV associées sont relatifs aux ESPN et concernent respectivement la cuve, le pressuriseur, les volutes des groupes motopompes primaires (GMPP), les générateurs de vapeur, les tuyauteries principales du circuit primaire principal et les tuyauteries auxiliaires du circuit primaire principal.

a) Dossiers de référence réglementaires (DRR)

L'ASN considère que les FAV génériques et les DAPE « composants » relatifs à ces équipements constituent des synthèses pertinentes des éléments techniques nécessaires à la maîtrise des effets du vieillissement.

Toutefois, l'ASN constate que les conclusions de plusieurs FAV relatives aux composants des CPP ou CSP dépendent de la finalisation de la mise à jour des DRR à l'état VD4.

L'ASN attire votre attention sur la nécessité de tenir compte, lors de la mise à jour des FAV et des DAPE relatifs aux composants des CPP ou CSP, de la version la plus récente des dossiers de référence réglementaires prescrits par l'arrêté en référence [17].

Les DAPE des premiers réacteurs de 900 MWe effectuant leur VD4 sont élaborés sur la base de la version VD3 des DRR jusqu'à la mise à jour des DAPE « composants » prévue en 2021.

Alors que vous vous étiez engagé à fournir au plus tard en juin 2018 ([12], [13], [18] [19]), c'est-à-dire douze mois avant la première VD4, une note dite de « réconciliation » afin d'analyser l'impact des modifications induites par les évolutions apportées par le référentiel VD4 par rapport au référentiel VD3, vous prévoyez désormais ([20], [21]) de réaliser une réconciliation après la parution des nouveaux DRR à l'état VD4. Elle consistera à analyser l'impact des DRR et à mettre à jour, en tant que de besoin, les doctrines de maintenance, les programmes de base de maintenance préventive (PBMP) associés, les FAV lors de l'édition annuelle suivante et les DAPE « composants » à l'édition quinquennale suivante. De plus, les sites qui auront rédigé leur DAPE « réacteur » avant cette phase de réconciliation établiront une note complémentaire qui analysera l'impact des FAV et des PBMP mis à jour et modifieront si nécessaire leur PLMV.

Vous prévoyez une transmission des notes complémentaires aux DAPE des premiers réacteurs de 900 MWe ayant réalisé leur VD4 (réacteur n° 1 du Tricastin et réacteurs n° 2 et n° 4 du Bugey) respectivement en juillet 2021, en septembre 2021 et en décembre 2021.

Demande n° 8 : L'ASN vous demande de mentionner le déroulement de la phase de « réconciliation » dans les DAPE des premiers réacteurs de 900 MWe effectuant leur VD4 dont le DAPE n'aura pas pu être rédigé ou mis à jour sur la base des DRR à l'état VD4.

Même si la situation est acceptable au regard de la mise à jour des programmes de maintenance et de surveillance des circuits primaire principal et secondaires principaux dont les DRR constituent des données d'entrée, l'ASN considère qu'elle ne correspond pas complètement à ses attentes en termes de conformité des réacteurs de 900 MWe à l'issue de leur VD4. En effet, elle conduit à utiliser des référentiels non consolidés et, potentiellement, à reporter le traitement d'écarts au-delà de la VD4 des réacteurs concernés.

Demande n° 9 : L'ASN vous demande, pour les prochaines phases génériques de réexamen périodique, de mettre en place des dispositions permettant aux sites de disposer d'un référentiel de maîtrise du vieillissement stable suffisamment tôt pour qu'il puisse être pris en compte pour l'élaboration des DAPE « réacteur » et PLMV dès les premières visites décennales.

b) Mécanismes de vieillissement

Au-delà des effets de l'irradiation neutronique sur la zone de cœur de la cuve, qui fait l'objet d'un examen spécifique, l'ASN estime que deux mécanismes particuliers de vieillissement sont de nature à limiter la durée d'aptitude au fonctionnement des équipements concernés : le vieillissement thermique et la corrosion.

Pour ce qui concerne le vieillissement thermique, les connaissances relatives à ce mécanisme présentées dans votre dossier correspondent à l'état de l'art. L'ASN a formulé des demandes [22] pour conforter certaines hypothèses retenues dans les DRR.

L'ASN considère que des compléments sont encore nécessaires sur la prise en compte du phénomène de corrosion.

Pour ce qui concerne la fissuration assistée par l'environnement, ou fissuration environnementale (EAC), des aciers faiblement alliés, conformément à votre engagement [23] vous avez transmis [24] une note de synthèse des connaissances et une note d'analyse du retour d'expérience d'EDF. Cette note précise qu'aucun cas de fissuration rapporté sur les tranches du Parc nucléaire d'EDF n'est attribué à l'EAC bien qu'il ne soit pas exclu que l'environnement puisse avoir un effet, en général après le développement du phénomène de fissuration. L'ASN considère que vous devez prendre en compte les conclusions de ces travaux, qui ne permettent pas d'exclure ce mécanisme de vieillissement, pour créer une ou des FAV relatives à l'EAC, conformément à votre méthodologie d'identification des FAV.

Demande n° 10 : Au regard des conclusions de vos travaux sur l'EAC, l'ASN vous demande de créer une ou des FAV pour ce mécanisme de vieillissement pour la prochaine mise à jour de leur recueil, en particulier pour les générateurs de vapeur.

Pour ce qui concerne la corrosion sous contrainte et atmosphérique des aciers inoxydables, au regard notamment du retour d'expérience, les connaissances de ce mécanisme méritent d'être complétées et synthétisées dans un dossier spécifique. À cet égard, conformément à votre engagement [6], vous avez produit fin 2018 [25] les notes de synthèse relatives à ces deux mécanismes. Toutefois, pour ce qui

concerne la corrosion des aciers inoxydables, l'ASN considère que votre connaissance de la cinétique des mécanismes de corrosion des aciers inoxydables doit être complétée afin de prendre en compte tous les phénomènes de corrosion susceptibles d'affecter ce type d'acier sans se limiter à la corrosion sous contrainte ou atmosphérique.

Demande n° 11 : L'ASN vous demande, d'ici un an, de consolider et de documenter les connaissances concernant la cinétique de tous les mécanismes de corrosion des aciers inoxydables : la corrosion généralisée, la corrosion par piqûres et caverneuse, la corrosion sous contrainte, en milieu nominal ou en milieu non nominal, la corrosion par l'acide borique et la corrosion intergranulaire.

B.3. SSC autres que les équipements sous pression nucléaires faisant l'objet d'un DAPE

Pour les réacteurs de 900 MWe, le vieillissement des SSC autres que les équipements sous pression nucléaires est analysé dans sept DAPE « composants » relatifs respectivement à l'enclaustrage de confinement, aux risques de gonflement interne du béton des structures de génie civil, aux internes de cuve, à la partie hydraulique des groupes motopompes primaires, au contrôle commande, aux câbles électriques et aux traversées électriques d'enclaustrage.

L'ASN considère que ces DAPE « composants » constituent des synthèses pertinentes des éléments techniques nécessaires à la démonstration de la maîtrise des effets du vieillissement.

Toutefois, les points suivants nécessitent des compléments.

i. Enceintes de confinement

L'ASN observe que les programmes de maintenance préventive des enceintes de confinement incluent uniquement la recherche de fissures et de traces de corrosion, ce qui ne permet pas de garantir l'absence de débris, de mousses ou d'autres végétations en extérieur. Or ces derniers peuvent non seulement occluser les parements et gêner leur inspection, mais sont aussi de nature à accélérer la dégradation du béton armé.

Après l'élaboration en juin 2018 du bilan de l'état de propreté des ceintures toriques et des dômes de l'ensemble des enceintes de confinement de vos réacteurs [26], conformément à votre engagement [6], vous vous étiez engagé [27] à le mettre à jour avant octobre 2019, pour expliciter la date de la dernière visite, les rapports d'inspections et les travaux associés à ces inspections, et détailler les modalités d'évolution du PBMP applicable (exigences de propreté des dômes et inspections périodiques associées).

L'ASN constate que les mises à jour de la note de l'état des lieux de la propreté des dômes des bâtiments du réacteur et du PBMP ont été reportées [28], sans mentionner une nouvelle échéance.

Demande n° 12 : L'ASN vous demande de lui transmettre :

- **la mise à jour de la note dressant l'état des lieux de la propreté des dômes des bâtiments du réacteur sous deux mois ;**
- **vos programmes de maintenance préventive décrivant les modalités pérennes permettant de vous assurer de l'absence de stagnation d'eau, de débris, de mousses ou d'autres végétations au niveau des ceintures toriques et des dômes des enceintes, avant mi-2021.**

Par ailleurs, compte tenu du risque accru de vieillissement prématuré des câbles de précontrainte dans leurs zones d'ancrage lorsque des dégradations ont été constatées dans la ceinture torique, un mode

d'investigation non destructive approprié de l'état des câbles dans cette zone devrait être recherché pour compléter la surveillance visuelle, l'auscultation périodique et l'analyse globale faite sur la base des épreuves de l'enceinte.

Demande n° 13 : L'ASN vous demande d'examiner la possibilité de mettre en œuvre un mode d'investigation non destructif approprié pour vérifier l'état des câbles de précontrainte dans leur zone d'ancrage, d'ici la révision du DAPE relatif aux enceintes prévue en 2021, et, le cas échéant, de prévoir un programme de contrôle.

ii. Pathologies de gonflement interne du béton

Les phénomènes de réaction alcali-granulat (RAG) et de réaction sulfatique interne (RSI), non postulés à la conception et n'ayant pas fait l'objet de précautions particulières à la construction, sont maintenant prises en compte dans le DAPE « composants » relatif au comportement des structures de génie civil affectées par des réactions de gonflement interne du béton.

Vous reprenez comme critère d'aptitude pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs la garantie de la résistance structurelle des ouvrages de génie civil et vous estimez que ce critère est assuré en dépit des pathologies de gonflement avérées de par le caractère localisé en surface des désordres observés et leur très faible cinétique. Vous concluez que le fonctionnement des réacteurs jusqu'à vingt ans après leur VD4 est acceptable vis-à-vis des risques de gonflement interne du béton « sous réserve de poursuivre les inspections en service nécessaires au diagnostic des ouvrages », en vous appuyant sur le diagnostic réalisé sur des prélèvements effectués sur site.

Cependant, en l'état actuel des connaissances, la dernière version du DAPE ne permet pas une évaluation suffisamment approfondie des effets des phénomènes de RAG et de RSI et de leur nocivité sur l'aptitude des structures à satisfaire les exigences de sûreté en situation accidentelle. L'ASN note les actions complémentaires (justifications, analyses, résultats des visites et expertises, retour d'expérience, participation à des groupes de travail), que vous vous êtes engagé à réaliser à l'issue de l'instruction [6], pour apporter la démonstration de la maîtrise des effets résultant de ces phénomènes lors de la révision du DAPE « composants » prévue en 2021.

EDF réalise une surveillance *in situ* pour détecter les éventuelles réactions de gonflement interne du béton. Toutefois, l'ASN constate que cette surveillance n'est pas suffisante. La nocivité dans le temps des pathologies doit être étudiée de façon proactive pour maîtriser l'accélération et la généralisation des gonflements internes du béton, ce qui nécessite un approfondissement des connaissances, auquel vous êtes engagé. L'ASN considère également que des critères et des seuils relatifs aux observations relevées devraient être définis et explicités dans le DAPE, afin de juger du caractère acceptable des phénomènes constatés, au regard des exigences et fonctions que les structures de génie civil doivent remplir (résistance structurelle, stabilité, confinement).

Demande n° 14 : L'ASN vous demande de définir des critères et des seuils permettant de juger du caractère acceptable des phénomènes de gonflement interne du béton constatés au regard des exigences que les structures de génie civil doivent remplir et de les intégrer dans la prochaine révision du DAPE relatif au comportement des structures de génie civil affectées par des réactions de gonflement interne du béton prévue en 2021.

iii. Internes de cuve

Les équipements internes de la cuve sont soumis à différents mécanismes de vieillissement tels que les sollicitations cycliques, l'irradiation ou l'usure. Le cloisonnement du cœur, limitant le déplacement des assemblages de combustible en conditions normales ou accidentelles, est entouré par une enveloppe.

Pour ce qui concerne le phénomène de corrosion sous contrainte assistée par l'irradiation (IASCC), l'ASN considère que la surveillance actuelle des cloisons, des vis de cloison et des vis de l'enveloppe du cœur des réacteurs est dans l'ensemble suffisante pour détecter d'éventuelles dégradations associées à ce phénomène pour les réacteurs de type CPY. Toutefois, l'ASN note que les vis de l'enveloppe des structures internes des cuves des réacteurs de Fessenheim et du Bugey sont masquées par un écran de protection thermique, les rendant inaccessibles. De ce fait, elles ne sont pas surveillées, alors que la fissuration par IASCC des vis de cloison est avérée pour ce type de réacteurs et a conduit à remplacer un grand nombre de vis. Les vis d'enveloppe pourraient donc à long terme être sujettes au même phénomène de fissuration par IASCC. Si les études du comportement mécanique des cloisonnements prennent en compte une possible dégradation des vis d'enveloppe, l'absence de contrôle empêche la validation du caractère conservatif du nombre de vis dégradées pris en compte. Le risque de fissuration croissant en fonction de l'irradiation, donc du temps, l'ASN considère que vous devez chercher à évaluer l'état réel de ces vis en vue de conforter les hypothèses de vos études de comportement mécanique de l'enveloppe.

Demande n° 15 : L'ASN vous demande de définir, sous un an, un programme de contrôle permettant d'évaluer l'état des vis de l'enveloppe des internes de cuve des réacteurs de la centrale nucléaire du Bugey. Ce programme pourra, le cas échéant, reposer sur des expertises de vis prélevées sur les réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim.

B.4. SSC ne faisant pas l'objet d'un DAPE

- i. Calorifuges des composants du CPP et des CSP et dispositifs mis en place dans le cadre de la protection contre l'incendie

Les calorifuges isolants des composants des circuits primaire et secondaires principaux font l'objet d'une surveillance en service. Cependant, la connaissance des effets du vieillissement sous irradiation de ces calorifuges ne fait pas l'objet à ce jour d'une attention particulière. Elle doit être assurée pour appréhender d'éventuels changements de leurs propriétés mécaniques, en particulier vis-à-vis de la fiabilité de la fonction de recirculation.

De même, lors des contrôles effectués sur les chemins de câble au titre du PBMP relatif aux câbles de basse tension, vous réalisez une surveillance en service des « encoconnages » de type « Mecatiss » mis en place pour éviter les modes communs entre des câbles redondants qui circuleraient dans les mêmes secteurs de feu, afin de vérifier leur intégrité. Cependant, les évolutions des propriétés chimiques de ces cocons de protection des câbles électriques ne sont actuellement pas validées par des essais ou contrôles.

L'ASN estime ainsi nécessaire que vous apportiez une attention particulière à la maîtrise du vieillissement des calorifuges des composants du CPP et des CSP, ainsi que des dispositifs mis en place dans le cadre de la protection contre l'incendie tels que les cocons de protection des câbles électriques, pour connaître les effets de leur vieillissement, notamment sous irradiation.

Demande n° 16 : L'ASN vous demande de lui indiquer les dispositions que vous mettez en œuvre pour analyser et maîtriser les effets du vieillissement des calorifuges des composants du CPP et des CSP, ainsi que des dispositifs mis en place dans le cadre de la protection contre l'incendie,

notamment des cocons de protection des câbles électriques, d'ici la prochaine mise à jour du recueil des FAV génériques.

Vous indiquerez notamment si des FAV doivent être créées compte tenu des phénomènes de vieillissement susceptibles de dégrader les caractéristiques de ces matériels.

ii. Tube de transfert

Conformément à votre engagement [6], vous avez fourni la note [25] sur le mécanisme de corrosion atmosphérique des aciers inoxydables austénitiques, en particulier afin de statuer sur l'opportunité de créer une FAV dédiée au tube de transfert. Sur la base de cette note, vous concluez [29] qu'une telle FAV n'est pas nécessaire, en vous appuyant sur l'absence de retour d'expérience d'une telle corrosion en paroi interne sur les réacteurs français en fonctionnement. Or, cette conclusion n'est pas conforme à votre méthodologie d'identification des FAV qui prévoit la création d'une FAV également dans le cas d'un mécanisme de vieillissement potentiel, ce qui est le cas pour la corrosion sous contrainte atmosphérique. En effet, celle-ci ne peut être totalement exclue pour le tube de transfert, notamment au regard du retour d'expérience international.

Demande n° 17 : L'ASN vous demande de créer une FAV relative à la corrosion atmosphérique de l'acier inoxydable pour le tube de transfert.

iii. Piscines des bâtiments BK et BR et tube de transfert

La peau métallique (liner) de la piscine du bâtiment du réacteur et de la piscine d'entreposage du combustible, ainsi que le tube de transfert, doivent rester étanches pour assurer leur fonction. Un défaut de l'étanchéité du liner des piscines peut entraîner le développement d'autres défauts au niveau de cette peau métallique et du génie civil, voire affecter la disponibilité d'équipements importants pour la sûreté.

Bien que le retour d'expérience montre qu'il est difficile de localiser et donc de réparer des défauts d'étanchéité des liners des piscines, le référentiel international de l'AIEA [30] dispose que des moyens doivent être en place pour réparer les faibles fuites des peaux métalliques des piscines.

Vous avez prévu, dans le cadre de votre « affaire parc AP18-12 », de développer des moyens afin de localiser et réparer les défauts d'étanchéité du liner de la piscine du bâtiment du combustible et de la piscine du bâtiment du réacteur et au niveau du tube de transfert, ainsi que de surveiller et maintenir le réseau de drainage et les structures de génie civil de ces piscines.

L'ASN considère que des moyens de réparation de tout défaut traversant remettant en cause l'étanchéité du liner des piscines, à l'exception des fuites collectées par le réseau de drainage, doivent être disponibles au plus tôt.

Demande n° 18 : L'ASN vous demande d'être en capacité, avant fin 2021, de localiser et réparer tout défaut traversant remettant en cause l'étanchéité du liner des piscines, à l'exception des fuites collectées par le réseau de drainage.

Cette demande s'applique aussi aux défauts conduisant à des fuites au niveau du raccordement du tube de transfert aux piscines.

Lors de l'instruction portant sur la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, vous vous êtes engagé à réaliser des actions complémentaires de contrôle et de maintenance sur les composants contribuant à l'étanchéité du tube de transfert.

L'ASN attire votre attention sur la nécessité de mettre à jour les documents relatifs à la maîtrise du vieillissement de tous les composants participant à l'étanchéité des piscines des bâtiments BK et BR et du tube de transfert en fonction de l'avancement de ces actions.

C. Qualification progressive

Dans la perspective de la poursuite de fonctionnement des réacteurs au-delà de leur quatrième réexamen périodique, vous avez défini une stratégie afin d'étendre la durée de validité de la qualification aux conditions accidentelles (séisme inclus) des équipements électriques et mécaniques ayant fait l'objet d'une telle qualification. Elle consiste à justifier qu'un équipement, qualifié pour une durée initiale et exploité pendant cette durée, demeure apte à assurer ses fonctions pour une durée additionnelle dans l'ensemble de ses conditions d'exploitation. Si cette justification n'est pas acquise, l'équipement est remplacé.

a) Équipements mécaniques

Les expertises de robinets réalisées à ce jour ont confirmé l'absence de phénomènes de vieillissement affectant l'intégrité et l'opérabilité de ces matériels. Vous avez transmis en 2018, conformément à votre engagement, le programme qui prévoit les expertises supplémentaires en 2019-2020 de cinq robinets de technologies différentes de celles des robinets déjà expertisés, en tenant compte de la sévérité de leurs conditions de fonctionnement et du retour d'expérience de leur maintenance.

L'ASN considère ce programme satisfaisant pour le périmètre des composants expertisés.

Toutefois, des phénomènes de dégradations, tels que l'érosion, l'érosion-cavitation ou la corrosion sous contrainte, sont mis en évidence ponctuellement sur les réacteurs en fonctionnement. Ils peuvent par exemple affecter l'étanchéité interne d'éléments de la troisième barrière de confinement. Ainsi, un constat d'érosion a conduit au remplacement d'une vanne VVP sur le réacteur n° 3 de Cruas en octobre 2016 et des piqûres et de l'érosion ont été découverts en 2017 sur des robinets REN du réacteur n° 2 de Tricastin.

L'ASN attire votre attention sur la vigilance que vous devez porter aux phénomènes d'érosion, d'érosion-cavitation et de corrosion sous contrainte pouvant affecter l'aptitude fonctionnelle des robinets.

De même, pour ce qui concerne les pompes, les expertises réalisées à ce jour n'ont pas révélé de dégradations liées au vieillissement. Vous avez transmis en 2018, conformément à votre engagement, un programme qui prévoit les expertises supplémentaires de deux pompes en 2019-2020 afin de disposer d'un échantillonnage plus représentatif des pompes en fonctionnement sur les réacteurs de 900 MWe, en tenant compte de la sévérité de leurs conditions de fonctionnement et du retour d'expérience de leur maintenance.

L'ASN considère ce programme satisfaisant pour le périmètre des composants expertisés.

Néanmoins, quelques résultats d'essai sur des équipements mécaniques prélevés sur site étaient susceptibles d'être disponibles plus tardivement que les quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

Demande n° 19 : L'ASN vous demande de prendre en compte les résultats des expertises supplémentaires de robinets et de pompes que vous aviez prévues, dans la mise à jour des FAV génériques et des DAPE « composants » de 2021.

b) Équipements électriques

L'ASN considère que la stratégie de qualification progressive que vous avez retenue pour les équipements électriques qualifiés à des conditions thermodynamiques accidentelles ou à des doses d'irradiation conséquentes est satisfaisante pour leur poursuite de fonctionnement au-delà de 40 ans.

Compte tenu des dispositions de surveillance mises en œuvre, des prélèvements ciblés de câbles déjà réalisés sur site ainsi que de ceux auxquels vous vous êtes engagés lors des prochaines années afin de confirmer la cinétique de vieillissement de l'isolant des câbles les plus contraints, vous ne prévoyez pas un remplacement massif de câbles électriques.

L'ASN considère votre stratégie acceptable.

Pour ce qui concerne les équipements de distribution électriques et les moteurs, vous avez consolidé vos programmes de prélèvements insuffisamment détaillés pour disposer de résultats d'expertises et d'essais supplémentaires en 2019.

Néanmoins, quelques résultats d'essai sur des équipements électriques prélevés sur site étaient susceptibles d'être disponibles plus tardivement que les quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

Demande n° 20 : L'ASN vous demande de prendre en compte les expertises supplémentaires d'équipements électriques que vous aviez prévues dans la mise à jour des FAV génériques et des DAPE « composants » de 2021.

c) Conclusion

L'ASN considère que les actions réalisées ou en cours pour vous assurer du maintien de la qualification aux conditions accidentelles des équipements électriques et mécaniques nécessitant une telle qualification sont satisfaisantes en vue de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de leur quatrième réexamen périodique. Vous transmettez sous six mois le bilan des expertises réalisées sur les matériels mécaniques et électriques.

d) Conservation des nouveaux matériels

Pour les nouveaux matériels qui sont installés plusieurs mois, voire années, avant leur valorisation dans la démonstration de sûreté, une attention particulière doit être portée à la définition et au respect d'exigences associées à leur conservation, notamment compte tenu des conditions d'ambiance qu'ils rencontrent.

Demande n° 21 : L'ASN vous demande de définir et de mettre en œuvre dans vos centrales nucléaires des dispositions permettant de garantir la conservation des équipements et des structures avant qu'ils soient valorisés dans la démonstration de sûreté, en tenant compte de leur environnement.

Vous me transmettez dans un délai de six mois les dispositions que vous avez définies.

D. Maintenance exceptionnelle

a) Organisation et capacité d'anticipation

Dans le contexte de la démarche de la maîtrise du vieillissement ou de l'obsolescence, les opérations de maintenance exceptionnelle consistent en des remplacements, des rénovations ou des réparations significatives. Elles nécessitent des moyens opérationnels ou financiers importants ainsi qu'une organisation, tant au niveau national que local, pour décider, programmer, gérer et réaliser ces actions dans des délais compatibles avec les enjeux de sûreté et la standardisation des réacteurs. Depuis l'annonce de votre intention de poursuivre le fonctionnement de vos centrales, l'ASN vous a fait part à plusieurs reprises de ses attentes [4], [5].

Vous avez présenté l'ensemble de vos dispositions et le programme afférent en vue des VD4 et clarifié le lien entre la maintenance exceptionnelle et le processus de maîtrise du vieillissement. Ces dispositions sont de nature à contribuer à la maîtrise du vieillissement des réacteurs. Vous avez identifié des améliorations possibles pour mieux anticiper certaines actions de maintenance, relevant notamment du traitement de problématiques locales.

Cependant, il est apparu lors de l'instruction que le moyen par lequel les enjeux de sûreté étaient évalués dans les décisions de maintenance exceptionnelle et le lien entre les différentes instances de décision n'étaient pas clairement définis. En particulier, la filière indépendante de sûreté (FIS) n'était pas représentée dans les instances décisionnelles de la maintenance exceptionnelle.

À la suite de votre revue du processus « Fiabilité des matériels et gestion du patrimoine industriel » (FMGPI) en 2018, l'ASN note que vous avez modifié début 2019 votre organisation au niveau décisionnel en mettant en place une seule entité décisionnelle à laquelle la FIS est à présent explicitement associée. L'ASN sera attentive aux effets de cette évolution sur la prise en compte des enjeux de sûreté dans votre processus de prise de décision.

Par ailleurs, l'ASN a constaté lors de l'instruction que les actions de remplacement ou de réparation disponibles ou en cours de développement et présentées comme possibles pour les internes de cuve, les générateurs de vapeur (hors remplacement et nettoyage préventif), les piquages RIS/RRA, les tuyauteries primaires auxiliaires et les zones de mélange, les zones en inconel, le pressuriseur et les GMPP ne sont pas planifiées dans le temps et que les éléments susceptibles de les déclencher sont absents. L'ASN considère que l'engagement des actions de maintenance exceptionnelle doit être conditionné par des critères objectifs en cohérence avec les critères d'aptitude établis dans les dossiers d'aptitude à la poursuite d'exploitation. À cet égard l'ASN note positivement l'intégration d'un champ faisant apparaître un lien entre critère d'aptitude et maintenance exceptionnelle à partir de la révision des FAV de 2018.

Toutefois, la problématique de la corrosion-érosion des cyclones de générateur de vapeur de Gravelines détectée en 2019 a montré que les informations des FAV n'étaient pas toujours représentatives de la réalité de la disponibilité des moyens de réparation puisque la FAV 006-14-01 traitant cette dégradation indiquait, dans sa version en vigueur au moment de la découverte de cette dégradation, qu'un moyen de réparation était disponible. Or l'ASN constate que vous n'avez pas été en capacité d'effectuer cette réparation lorsque la dégradation a été détectée.

Demande n° 22 : L'ASN vous demande, à l'occasion de leur prochaine révision, de vous assurer de la faisabilité des opérations de maintenance exceptionnelle mentionnées dans toutes les FAV.

Enfin, vous développez de manière anticipative des opérations de remplacement ou de réparation sous forme de « dossiers d'assurance » afin de faire face de manière réactive à des aléas qui surviendraient lors

des arrêts de réacteur. Lors de l'instruction, vous avez transmis et actualisé la liste de ces nombreux dossiers d'assurance. Cependant l'ASN n'a pas systématiquement connaissance de leur contenu technique avant leur mise en œuvre.

Compte tenu de l'urgence que peut constituer la mise en œuvre de telles opérations, notamment au cours d'un arrêt de réacteur, un échange à propos de ces dossiers, en amont de leur mise en œuvre apparaît particulièrement souhaitable.

Demande n° 23 : Dans la continuité de la demande CONF n° 9 du courrier [5], l'ASN vous demande de lui présenter, d'ici mi-2021, les méthodes de maintenance exceptionnelle anticipative ou de réparation que vous développez et vos dossiers d'assurance jouant un rôle dans la maîtrise du vieillissement.

b) Complétude

i. Culasses des moteurs des groupes électrogènes de secours

Votre programme de maintenance exceptionnelle prévoit le remplacement des culasses des moteurs des groupes électrogènes de secours entre 2016 et 2025 du fait de leur fissuration par fatigue thermique, avec un engagement [6] que chaque réacteur dispose de culasses neuves sur au moins un de ses deux groupes électrogènes de secours d'ici 2021. **L'ASN considère ce programme acceptable.**

Vous vous êtes également engagé par courrier [31] à réaliser des expertises de culasses remplacées afin de confirmer le caractère enveloppe des données utilisées pour les études de simulation numérique. Cependant, vous n'y précisez pas à quelle échéance les conclusions de ces expertises seront disponibles. De plus, l'ASN estime qu'au-delà de la confirmation du caractère enveloppe des données utilisées pour les études de simulation numérique, les expertises réalisées doivent permettre de définir des critères plus précis d'acceptabilité des fissures observées sur les culasses lors des contrôles réalisés en usine pour décider du rebut des culasses.

Demande n° 24 : L'ASN vous demande de lui transmettre dans un délai de trois mois un bilan des expertises réalisées sur les culasses des sept moteurs diesels remplacées entre février et décembre 2018, en particulier vis-à-vis du caractère enveloppe des données utilisées pour les études de simulation numérique et des critères d'acceptabilité des fissures observées utilisés lors des contrôles réalisés en usine pour décider du rebut des culasses.

ii. Générateurs de vapeur

L'ASN souligne l'importance du programme de remplacement des générateurs de vapeur et la nécessité d'une anticipation suffisante de ces remplacements, eu égard au critère de fin de vie que vous avez défini à partir du taux de bouchage des tubes.

iii. Autres composants

L'ASN considère satisfaisants les programmes de maintenance exceptionnelle engagés concernant les tuyauteries des systèmes d'incendie et les tuyauteries enterrées. Elle restera attentive au retour d'expérience de leur réalisation.

E. Gestion de l'obsolescence

Selon les standards internationaux comme celui de l'AIEA, la maîtrise du vieillissement traite non seulement le vieillissement physique des SSC, mais aussi l'obsolescence en raison de l'évolution des connaissances et de la technologie et des changements associés dans les codes, les normes ou la réglementation.

Le risque d'obsolescence de composants dépend de votre capacité à anticiper l'évolution du tissu industriel des fournisseurs, l'arrêt de la fabrication de certains composants ou la disparition de leur fabricant pouvant conduire à des difficultés d'approvisionnement. De plus, en préalable à leur montage, vous devez vérifier que les nouvelles pièces de rechange différentes des pièces d'origine ne remettent pas en cause la qualification des équipements sur lesquels elles seront installées. Compte tenu des échelles de temps associées, une forte anticipation est nécessaire. À la suite d'une revue interne réalisée en 2016 du processus de gestion de l'obsolescence, vous avez engagé une évolution de votre organisation pour la simplifier et la rendre plus proactive, par exemple grâce à la mise en place d'un dispositif de veille au travers d'un processus dédié.

Vous avez clarifié les interfaces entre vos processus de maîtrise du vieillissement et de traitement de l'obsolescence, la portée des analyses de risques d'obsolescence à la charge des entités nationales (FAV génériques, DAPE « composants ») ou des sites (DAPE « réacteur »), ainsi que les entités responsables de la mise à disposition des matériels et pièces de rechange vers les sites.

Conformément à votre engagement [6], vous présentez annuellement à l'ASN depuis 2018 ces évolutions, le bilan annuel du processus de maîtrise de l'obsolescence et l'état des dossiers liés à l'obsolescence des EIP des réacteurs de 900 MWe.

L'ASN considère que le processus que vous avez mis en œuvre contribue, dans son principe, au traitement satisfaisant et pérenne de l'obsolescence, y compris par la disponibilité des pièces de rechange.

Toutefois, votre gestion de l'obsolescence dépend de celle des pièces de rechange. Ce processus a fait l'objet d'améliorations notables depuis la dernière instruction effectuée en 2012, se traduisant notamment par une diminution du nombre des dossiers liés à l'obsolescence restant à traiter. Même si leur nombre reste limité, l'ASN observe encore des difficultés dans l'approvisionnement des pièces de rechange, pouvant conduire à des défauts de maîtrise des activités de maintenance, ainsi que la répétition d'écarts, comme fin 2019, de fourniture et de montage de pièces de rechange non qualifiées.

L'ASN restera attentive à l'efficacité des mesures que vous avez mises en œuvre pour garantir le respect des exigences des pièces de rechange à la suite des écarts constatés fin 2019 de fourniture de pièces de rechange non qualifiées. Ces améliorations devront faire l'objet d'une présentation à l'ASN, par exemple lors de la réunion annuelle sur l'obsolescence.

F. Programme d'investigations complémentaires (PIC)

a) Processus

Un programme d'investigations complémentaires (PIC) est mis en œuvre depuis les VD2 des réacteurs de 900 MWe afin de vérifier par sondage sur certains réacteurs lors de leur visite décennale les hypothèses

d'insensibilité à des mécanismes de dégradation retenues dans certaines zones qui ne sont pas couvertes par un programme de maintenance préventive.

Conformément à votre engagement [6], vous avez apporté dans votre courrier [32] des justifications complémentaires sur la pertinence de l'échantillon retenu pour réaliser les contrôles du PIC réalisé dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe en termes de spécificité du réacteur retenu, de configurations représentatives de matériel ainsi que de répartition adaptée entre les sites électronucléaires. Ces investigations complémentaires sont formalisées dans une demande particulière adressée à tous les sites concernés.

L'ASN considère que les programmes de contrôles prévus dans le cadre du PIC mis à jour réalisé dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe sont satisfaisants, sous réserve de la prise en compte des demandes et observations exposées ci-après.

Par ailleurs, les contrôles à mener dans le cadre de ce PIC sont programmés lors des visites décennales entre 2019 et 2022. À l'issue de l'instruction, afin de pallier le temps, parfois long, de traitement d'écarts détectés dans le cadre des PIC, vous vous êtes engagé [32] en cas de découverte d'une dégradation inattendue, à :

- étendre le sondage proposé initialement en fonction de l'évaluation du risque associé à la découverte de ce mécanisme par une mise à jour sous six mois de la note définissant le PIC ;
- mettre à jour le référentiel de maintenance sous deux ans à compter de l'établissement de la synthèse globale du PIC, prévue mi-2023.

Cette démarche est satisfaisante dans son principe.

L'ASN attend que les écarts détectés lors du PIC soient traités dans le même délai que les autres écarts détectés. Ce sujet fait l'objet de la prescription [CONF-A] de la décision [33].

Par ailleurs, le référentiel de maintenance devra être révisé dans un délai inférieur à deux ans si les enjeux pour la sûreté associés aux écarts qui seraient découverts lors de la réalisation du PIC le nécessitent.

b) Descentes d'eau pluviale des enceintes de confinement

Des dégradations du béton (fissures) entraînant des infiltrations d'eau ont été constatées sur les dômes et les ceintures toriques de l'enceinte de confinement de certains réacteurs de 900 MWe. Ces infiltrations d'eau ne sont pas acceptables pour la sûreté, car elles peuvent dégrader le béton et le ferrailage de l'enceinte de confinement. À l'issue de l'instruction de vos réponses à la demande CONF n° 1 de l'ASN [5] sur l'étendue de la vérification de la conformité à réaliser lors du réexamen périodique, vous avez mis à jour la note du PIC relative au génie civil et la demande particulière adressée aux sites pour étendre la vérification des descentes d'eau pluviale des enceintes de confinement à un échantillon de huit réacteurs, conformément à votre engagement [27]. Toutefois, vous n'avez inclus aucun réacteur de la centrale nucléaire du Bugey dans cet échantillon, sur la base d'une analyse concluant que ces réacteurs présenteraient un niveau de corrosion des têtes d'ancrage des câbles de précontrainte faible à modéré.

Demande n° 25 : L'ASN vous demande d'inclure au moins un réacteur de la centrale nucléaire du Bugey dans le PIC portant sur le génie civil pour les vérifications des descentes d'eau pluviale des enceintes de confinement et de réaliser les investigations avant fin 2022.

c) Tube de transfert

L'ASN constate que vous ne prévoyez de réaliser des examens télévisuels internes sur toute la longueur du tube de transfert entre les piscines du BR et du BK qu'au titre du PIC, c'est-à-dire seulement pour six réacteurs de 900 MWe.

Compte tenu de l'importance pour la sûreté du tube de transfert au regard du risque de vidange rapide des piscines, de manière similaire à sa position pour les réacteurs de 1300 MWe ([34], [35]) et dans la continuité de son courrier [7], l'ASN considère nécessaire de réaliser un contrôle visuel de la partie interne du tube de transfert pour tous les réacteurs de 900 MWe lors de leur quatrième visite décennale.

Demande n° 26 : L'ASN vous demande de réaliser l'examen visuel interne du tube de transfert sur toute sa longueur, non pas seulement sur six réacteurs au titre du PIC, mais pour chaque réacteur de 900 MWe lors de sa quatrième visite décennale.

De plus, pour ce qui concerne les réacteurs de 1300 MWe, vous indiquez par courrier [36] vouloir continuer à ne réaliser un contrôle de la partie interne du tube de transfert que sur les 300 premiers millimètres des extrémités du tube côté BR et BK. Or vous aviez annoncé, par votre courrier [37], que ces contrôles ne seraient réalisés de manière réduite sur les réacteurs de 1300 MWe que pour les réacteurs dont la VD3 aurait lieu jusqu'en 2018, dans l'attente de la mise au point d'un procédé permettant d'inspecter toute la longueur du tube. Ce dispositif est désormais disponible et a déjà été mis en œuvre lors des quatrième visites décennales de réacteurs de 900 MWe (réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin et réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Bugey).

Demande n° 27 : L'ASN vous demande de réaliser au plus tôt un contrôle interne du tube de transfert sur toute sa longueur pour tous les réacteurs de 1300 MWe lors de leur troisième visite décennale et en tout état de cause à partir de 2021.

Pour les réacteurs de 1300 MWe ayant déjà réalisé leur VD3 vous proposerez sous trois mois un calendrier pour la réalisation de ce contrôle interne.

Le contrôle interne du tube de transfert consiste en un examen visuel que vous présentez comme destiné à vérifier l'absence de désordre. Cependant, les performances de ce seul examen visuel ne permettent *a priori* pas de détecter la principale dégradation redoutée, la fissuration par corrosion sous contrainte. L'ASN a déjà attiré votre attention [38] sur cette potentielle insuffisance.

Demande n° 28 : L'ASN vous demande de rechercher une méthode d'examen non destructif capable de détecter des fissurations de corrosion sous contrainte en paroi interne du tube de transfert pour une mise en œuvre d'ici la première VD4 d'un réacteur de 1300 MWe. Vous présenterez d'ici mi-2021 votre analyse des moyens existants ou à développer pour réaliser un tel contrôle pour les réacteurs de 900 et de 1300 MWe.

d) Générateurs de vapeur

Concernant spécifiquement les soudures des générateurs de vapeur, les modalités de surveillance proposées dans votre lettre en référence [39] ne sont pas suffisantes et nécessitent la prise en compte des remarques formulées dans le courrier en référence [40].