

DIVISION DE LYON

Lyon, le 10 janvier 2020

N/Réf. : CODEP-LYO-2020-002522

**Monsieur le Directeur du centre nucléaire de
production d'électricité du Tricastin**
CNPE du Tricastin
CS 40009
26131 SAINT PAUL TROIS CHATEAUX CEDEX

Objet : Contrôle des installations nucléaires de base (INB)
Centrale nucléaire du Tricastin (INB n° 87)
Identifiant de l'inspection : INSSN-LYO-2019-0465
Thème : Inspections de chantier – Arrêt du réacteur 1 – 4^{ème} visite décennale

Réf. : [1] Code de l'environnement, notamment son chapitre VI du titre IX du livre V
[2] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base

Monsieur le Directeur,

Dans le cadre des attributions de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) concernant le contrôle des installations nucléaires de base prévu au code de l'environnement plusieurs inspections inopinées de chantiers ont eu lieu les 26 juin, 10 juillet, 25 juillet, 9 août et 1^{er} octobre 2019 à la centrale nucléaire du Tricastin dans le cadre de l'arrêt pour maintenance programmée et renouvellement partiel du combustible de type visite décennale du réacteur 1.

A la suite des constatations faites, à cette occasion, par les inspecteurs, j'ai l'honneur de vous communiquer ci-dessous la synthèse de ces inspections ainsi que les principales demandes et observations qui en résultent.

Synthèse des inspections

Les inspections des 26 juin, 10 juillet, 25 juillet, 9 août et 1^{er} octobre 2019 de la centrale nucléaire du Tricastin avaient pour objet de contrôler la qualité des interventions de maintenance réalisées lors de l'arrêt du réacteur 1 et de vérifier le respect des conditions radiologiques d'accès aux chantiers. Ces inspections inopinées ont principalement concerné des chantiers localisés dans le bâtiment réacteur (BR), le bâtiment combustible (BK), le bâtiment électrique (BL), les locaux abritant les groupes électrogènes de secours et la station de pompage.

Les inspecteurs ont examiné les conditions d'intervention ainsi que les dossiers spécifiques d'intervention de plusieurs chantiers, parmi lesquels : l'analyse des acquisitions du contrôle par ultrasons de la zone de cœur de la cuve du réacteur 1, le chantier de blocage de tuyauteries du circuit de réfrigération intermédiaire, la mise en œuvre d'examen non destructifs (END) de ressuage sur des supports soudés du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), la visite interne d'un clapet du circuit d'injection de sécurité (RIS), l'inspection télévisuelle des vis des mécanismes de commande de

grappes, l'essai du groupe électrogène de secours à moteur diesel voie A, la réparation par usinage du bossage d'un doigt de gant du capteur 1 RCP 004 MT. Ils ont également vérifié, par sondage, la réalisation des modifications suivantes :

- « PNPP 1811 » relative à l'installation d'un dispositif additionnel visant à réaliser un appoint en eau dans le cœur du réacteur et dans l'enceinte de confinement et à évacuer la puissance résiduelle hors de cette enceinte, notamment en situation d'accident grave,
- « PNPP 1943 » visant à prévenir les effets d'une inondation interne induite par la rupture de tuyauterie d'alimentation du poste d'eau,
- « PNPP 1791 » visant à modifier l'instrumentation de mesure du niveau d'eau et de la perte de charge des filtres du système d'alimentation en eau brute de secours,
- « PNPE 1044 » relative à l'augmentation de la puissance des transformateurs électriques alimentant les tableaux électriques secourus LLi et non secourus LKi nécessaires à la distribution d'une tension de 380 V,
- « PNPP 1838 » relative à la rénovation du système d'instrumentation et de surveillance de la puissance nucléaire (RPN) et de protection du réacteur (RPR),
- « PNPP 1873 » relative au système d'instrumentation des processus (SIP) associé au système de protection du réacteur,
- « PNPP 1898 » relative au renforcement sismique du pont polaire au séisme noyau dur.

Lors de l'inspection du 1^{er} octobre 2019, les inspecteurs ont plus particulièrement abordé deux aléas survenus lors de l'arrêt : la défaillance du moteur repéré 1 RRA 001 MO et le déversement de 165 m³ d'effluents radioactifs ayant entraîné la contamination de plusieurs locaux du bâtiment réacteur.

Au vu de cet examen, il apparaît que les conditions de réalisation des opérations de maintenance lors de la quatrième visite décennale du réacteur 1 étaient globalement satisfaisantes. La gestion des zones d'intervention ainsi que des zones de circulation est apparue satisfaisante. Les intervenants des entreprises prestataires, rencontrés sur les différents chantiers, répondaient aux exigences de leur qualification. De plus, il paraît nécessaire et important que le retour d'expérience tiré de la réalisation, pour la première fois, de plusieurs modifications devra être pris en compte pour les autres réacteurs de 900 MWe concernés. Enfin, l'état du niveau -3,5 m du bâtiment réacteur est apparu perfectible et une réfection du revêtement du sol de ce niveau devra être programmée.

A. Demandes d'actions correctives

Blocage de tuyauteries du circuit de réfrigération intermédiaire (RRI)

Lors de l'inspection du 26 juin 2019, les inspecteurs se sont rendus sur le chantier de blocage des supports des tuyauteries du circuit RRI associées à la pompe primaire référencée 1 RCP 001 PO. En fonctionnement, les tuyauteries du circuit RRI objet de l'intervention, sont maintenues par des supports variables qui permettent de compenser les faibles déplacements verticaux des tuyauteries. L'objectif de l'activité de blocage est de mettre en place des peignes dans les ressorts des supports afin d'empêcher tout mouvement des tuyauteries pour faciliter leur déconnection ultérieure (desserrage puis désaccostage des assemblages boulonnés à brides). Les inspecteurs ont constaté que les documents supports à cette activité fournis au prestataire en charge de l'intervention étaient inadaptés :

- La gamme d'intervention référencée GCH01131 indice b était relative au contrôle des supports du circuit RRI situés en amont de la pompe référencée 1 RCP 001 PO et non au blocage de ces supports ;
- Deux supports référencés SRG 274 et SRG 282 étaient absents du plan isométrique présent dans la gamme alors que le dossier d'intervention demandait leur blocage.

Les intervenants ont indiqué aux inspecteurs qu'afin de localiser le support référencé SRG 282, ils ont utilisé un plan isométrique applicable aux réacteurs 1, 3 et 5 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Les inspecteurs ont constaté que l'étiquetage en local permettait d'identifier le support repéré SRG 274. Toutefois, pour le support voisin repéré SRG 273, l'étiquette en local indiquait qu'il se trouve sur la tuyauterie repérée RRI 205 TY alors que le plan isométrique ainsi que le dossier d'intervention indiquent qu'il se trouve sur la tuyauterie repérée RRI 200 TY.

Par courriel du 4 juillet 2019, vos représentants ont indiqué que le dossier d'intervention relatif à cette activité contenait bien l'ensemble des documents nécessaires à sa réalisation. Outre la gamme susmentionnée, le dossier contenait notamment :

- La gamme d'intervention référencée GCH01134 indice 00, relative au contrôle des supports du circuit RRI situés en aval de la pompe référencée 1 RCP 001 PO, dont le plan isométrique intègre les deux supports référencés SRG 274 et SRG 282 ;
- La procédure locale de maintenance référencée GCH03986 indice 00 relative au blocage et déblocage des supports pour une intervention de maintenance.

Vos représentants ont précisé que les deux gammes d'intervention, bien que normalement utilisées pour le contrôle des supports, sont fournies aux intervenants pour permettre un repérage plus facile des supports lors de l'activité tandis que les exigences liées à l'activité de blocage des supports sont portées par la procédure locale de maintenance dédiée.

Demande A1 : Je vous demande de mettre en place des dispositions pour vous assurer que les intervenants disposent de l'ensemble des documents supports nécessaires aux activités à réaliser avant qu'elles ne débutent.

Demande A2 : Je vous demande de vérifier la conformité du repérage en local des supports des tuyauteries RRI associées aux pompes primaires du réacteur 1. Vous me ferez part des résultats de cette vérification. Selon les constats relevés, vous étendrez ce contrôle à l'ensemble du circuit RRI du réacteur 1 ainsi qu'aux autres réacteurs du site.

Salle de commande du réacteur 1

Lors de l'inspection du 26 juin 2019, les inspecteurs se sont rendus dans la salle de commande du réacteur 1 afin de vérifier la mise en œuvre effective des mesures compensatoires prévues dans le cadre d'une modification temporaire des spécifications techniques d'exploitation. A cette occasion, les inspecteurs ont constaté la présence de l'alarme repérée 1 LHP 011 AA.

Vos représentants ont indiqué que cette alarme était présente en raison de l'inhibition des ordres de démarrage du groupe électrogène de secours à moteur diesel repéré 1 LHP 201 GE en cas de mise en service de l'injection de sécurité ou de pression haute de l'enceinte de confinement du réacteur 1. L'inhibition de ces ordres de démarrage du groupe électrogène de secours à moteur diesel repéré 1 LHP 201 GE fait suite à l'identification par vos services d'un risque de démarrage intempestif compte-tenu des travaux en cours sur le système de protection du réacteur. L'analyse formalisée associée à cette inhibition n'a pas appelé de commentaire des inspecteurs compte-tenu de l'état du réacteur (à l'arrêt, cœur complètement déchargé).

Demande A3 : Je vous demande de partager le retour d'expérience de cette situation afin qu'elle soit prise en compte lors de la mise en œuvre des travaux similaires sur les autres réacteurs du palier 900 MWe.

Les inspecteurs ont également consulté l'instruction temporaire de conduite relative au circuit de ventilation du bâtiment combustible (DVK). Cette instruction prévoit notamment une surveillance en local de la position d'un clapet du circuit DVK, à chaque quart. Si cette vérification a bien été tracée dans le cahier de quart pour l'après-midi du 26 juin 2019, ce n'était pas le cas pour le quart du 26 juin matin et ceux du 25 juin 2019.

Demande A4 : Je vous demande de m'indiquer les dispositions retenues pour assurer la réalisation rigoureuse des vérifications appelées par les instructions temporaires de conduite ainsi que la traçabilité associée.

Mise en œuvre de la modification « PNPP 1943 » visant à prévenir les effets d'une inondation interne induite par la rupture de tuyauterie d'alimentation du poste d'eau

Lors de l'inspection du 10 juillet 2019, les inspecteurs se sont rendus sur le chantier d'installation des capteurs de niveau visant à détecter une inondation de la plateforme repérés 1 CSI 008, 009 et 010 SN, dans le cadre de la modification PNPP 1943. Les intervenants ont indiqué aux inspecteurs que le serrage au couple de deux des six vis de fixation du capteur sur son châssis n'était pas possible compte-tenu de l'encombrement. Par courriel du 12 juillet 2019, vos représentants ont transmis la fiche de non-conformité associée à cette situation. Si celle-ci valide la tenue sous séisme de l'ensemble, elle demande toutefois une modification de la conception afin de permettre le serrage au couple de l'ensemble des vis lors de la réalisation de cette modification sur les réacteurs 2 à 4 de la centrale nucléaire du Tricastin.

Demande A5 : Je vous demande de prendre en compte ce retour d'expérience pour la réalisation de la modification PNPP 1943 sur les réacteurs 2 à 4 du site.

Mise en œuvre de la modification « PNPP 1838 » relative à la rénovation du système d'instrumentation et de surveillance de la puissance nucléaire (RPN) et de protection du réacteur (RPR)

Lors de l'inspection du 25 juillet 2019, les inspecteurs se sont rendus sur le chantier d'installation des nouvelles armoires du système de mesure de la puissance nucléaire (RPN) dans le cadre de la modification PNPP 1838. Les intervenants réalisaient les tests de la partie relative au traitement des signaux des nouvelles armoires installées, avant leur câblage.

Les inspecteurs ont constaté l'ouverture de plusieurs fiches de non-conformité documentaires afin de tracer les évolutions nécessaires à apporter aux procédures utilisées par les intervenants.

Demande A6 : Je vous demande de recenser rigoureusement les évolutions réalisées et de partager ce retour d'expérience afin qu'il soit pris en compte lors de la mise en œuvre des travaux similaires sur les autres réacteurs du palier 900 MWe.

Armoires de pilotage des soupapes SEBIM

Lors de l'inspection du 25 juillet 2019, les inspecteurs ont constaté la présence d'adhésif noir sur les connectiques d'alimentation des électroaimants des armoires de pilotage de certaines soupapes SEBIM protégeant le circuit primaire principal (CPP) du réacteur 1.

Par courriel du 31 juillet 2019, vos représentants ont indiqué que ce ruban adhésif servait à protéger les connectiques d'alimentation des électroaimants des éventuels frottements contre les parties métalliques proches, que sa présence ne remettait pas en cause la qualification des connectiques d'alimentation, et qu'il avait finalement été déposé et remplacé par de la bande plastique agréée à cet effet.

Demande A7 : Je vous demande de programmer une vérification de l'absence d'utilisation d'adhésif sur les connectiques d'alimentation des électroaimants de l'ensemble des armoires des détecteurs des soupapes SEBIM équipant vos réacteurs. Le cas échéant, vous corrigerez les constats identifiés.

Essai du groupe électrogène de secours à moteur diesel voie A

Lors de l'inspection du 9 août 2019, les inspecteurs ont assisté à l'essai à 100 % de puissance, sur banc de charge, du groupe électrogène de secours à moteur diesel repéré 1 LHP 201 GE. Ils ont constaté la présence de quelques gouttes de fluide sur la génératrice inférieure du tronçon horizontal de la ligne d'échappement du moteur. Les intervenants présents ont indiqué que ces gouttes étaient déjà présentes avant l'essai.

Demande A8 : Je vous demande de préciser l'origine de ces gouttes, leur nature et de procéder à un nettoyage de la ligne.

De plus, les inspecteurs ont constaté que la procédure d'essai référencée MECA2 indice 6, utilisée le 9 août 2019, manquait d'ergonomie. Il a par exemple été relevé que la numérotation des cylindres du moteur diffère entre la procédure et l'afficheur du pupitre sur lequel sont effectués les relevés de température des cylindres.

Demande A9 : Je vous demande d'améliorer l'ergonomie de la procédure utilisée lors des essais à 100 % de puissance sur banc de charge des groupes électrogènes de secours à moteur diesel. Vous étudierez également l'opportunité d'améliorer l'ergonomie des autres procédures d'essai des groupes électrogènes de secours à moteur diesel.

Etat des installations au niveau -3,5 m du bâtiment réacteur

Lors de l'inspection du 9 août 2019, les inspecteurs se sont rendus au niveau -3,5 m du bâtiment réacteur. Ils ont relevé les constats suivants :

- Des effluents étaient présents au sol en plusieurs endroits ;
- 5 fûts remplis d'effluents étaient entreposés dans le local repéré R112, sans affichage particulier ;
- 6 fûts non identifiés et 2 sacs de déchets remplis et non fermés étaient entreposés dans le local repéré R147 ;
- Un sas était présent alors que la fiche d'entreposage associée était valable pour la période du 3 au 30 juin 2019 ;
- Le revêtement au sol dans le local repéré R147 était particulièrement dégradé (béton apparent en certains endroits).

A la suite des constatations faites par les inspecteurs le 9 août 2019, vos représentants ont indiqué à l'ASN, par courriel du 13 août 2019, que le niveau -3,5 m du BR avait été nettoyé et décontaminé les 10 et 11 août 2019.

Lors de l'inspection INSSN-LYO-2019-0456 des 11 et 12 septembre 2019, les inspecteurs ont également relevé la présence d'effluents et de dégradation du revêtement de sol de certains locaux de ce même niveau.

Enfin, lors de l'inspection du 1^{er} octobre 2019, les inspecteurs ont à nouveau constaté la présence d'effluents au sol à proximité du ventilateur repéré 1 EVR 003 ZV et entre les réfrigérants repérés 1 EVC 001 et 002 RF. De plus, le revêtement au sol était particulièrement dégradé (béton apparent en certains endroits) entre les réfrigérants repérés 1 EVC 001 et 002 RF.

L'article 25.II de l'arrêté du 15 mai 2006 relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées et des zones spécialement réglementées ou interdites compte tenu de l'exposition aux rayonnements ionisants, ainsi qu'aux règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien qui y sont imposées prévoit que « *toutes les surfaces sur lesquelles sont manipulées ou entreposées des sources radioactives non scellées doivent être constituées de matériaux faciles à décontaminer* ».

De plus, l'article 4.3.5-II de la décision n°2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire 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 prévoit que « *le sol et tout ou partie des parois des locaux à l'intérieur desquels sont mises en œuvre des substances radioactives sont décontaminables* ».

Les dégradations du revêtement au sol du niveau -3,5 m du bâtiment du réacteur 1 constatées par les inspecteurs remettent notamment en cause son caractère décontaminable.

Demande A10 : Je vous demande de programmer la réfection, dans les meilleurs délais, du revêtement du sol du niveau -3,5 m du bâtiment du réacteur 1.

Événement du 16 septembre 2019 – Déversement d'effluents radioactifs sur plusieurs niveaux du bâtiment réacteur

Lors d'un essai périodique réalisé le 16 septembre 2019, une fuite sur une tuyauterie du circuit EAS (aspersion de l'enceinte) est survenue et a engendré un écoulement d'eau entre les niveaux +40 m et -3,5 m du bâtiment réacteur (BR). Cette fuite, aussitôt détectée par les intervenants en local, a été stoppée en moins de 3 minutes par arrêt de la pompe repérée 1 EAS 002 PO. Cependant, lors de cet essai périodique, l'eau borée utilisée, qui est normalement dirigée vers le compartiment des structures internes de la piscine du BR, s'est vidangée vers le puisard repéré 1 RPE 001 PS situé au niveau -3,5 m du BR en raison de la position ouverte d'une vanne de vidange de ce compartiment de la piscine BR. Du fait des volumes en présence, le puisard repéré 1 RPE 001 PS a débordé et le niveau -3,5 m du BR a été inondé sur plusieurs centimètres. L'ouverture de la vanne de vidange du compartiment de la piscine BR a été détectée le 17 septembre 2019, plus de 24h après le début de l'événement.

Le 19 septembre 2019, cet événement a été caractérisé comme un événement important pour la radioprotection par la direction de la centrale nucléaire du Tricastin alors que le pompage des effluents au niveau -3,5 m du BR n'était pas soldé.

Au total, 165 m³ d'effluents radioactifs ont été déversés puis collectés dans le BR. Le pompage des effluents s'est terminé le 20 septembre 2019. Le nettoyage du niveau -3,5 m du BR a été réalisé les jours suivants.

Lors de l'inspection du 1^{er} octobre 2019, les inspecteurs sont revenus sur cet événement et ont suivi le cheminement de l'écoulement du niveau +34 m au niveau -3,5 m du bâtiment réacteur afin d'identifier les équipements susceptibles d'avoir été aspergés et/ou submergés et d'apprécier la suffisance du nettoyage réalisé. Les inspecteurs ont alors indiqué à la direction de la centrale nucléaire du Tricastin que cette situation constituait manifestement un événement significatif pour la radioprotection.

Le 3 octobre 2019, EDF a finalement déclaré à l'ASN un événement signification pour la radioprotection. Cet événement a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Dans le cadre des échanges entre nos services dans le cadre de la quatrième visite décennale du réacteur 1, une analyse des matériels impactés lors de cet événement a été réalisée par EDF. Le périmètre des matériels contrôlés et les conclusions de l'analyse menée par EDF n'appellent pas d'observation particulière de l'ASN.

Les inspecteurs ont constaté que le nettoyage des locaux impactés a été réalisé de manière satisfaisante sauf en ce qui concerne le revêtement de la paroi interne de l'enceinte qui n'a été nettoyé qu'à hauteur d'homme compte-tenu des contraintes d'accessibilité. Dans le cadre de l'instruction du redémarrage du réacteur 1, EDF a transmis les éléments justifiant l'absence de nocivité des traces de bore cristallisé sur le revêtement de la paroi de l'enceinte de confinement pour le cycle de production à venir.

Demande A11 : Je vous demande de prévoir le nettoyage du reste du revêtement de la paroi interne de l'enceinte de confinement du réacteur 1. Le cas échéant, vous justifierez de l'absence de nocivité de la présence de bore cristallisé sur le revêtement jusqu'à l'échéance retenue pour réaliser ce nettoyage.

Défaillance du moteur 1 RRA 001 MO

Le 1^{er} septembre 2019, alors que le réacteur 1 était complètement déchargé, le moteur 1 RRA 001 MO a déclenché très rapidement après sa mise en service. A la suite à cette défaillance, des expertises ont été réalisées par le constructeur. Ces expertises ont révélé que cette défaillance provenait d'une dégradation de l'isolant des câbles de liaison internes de puissance du moteur. Compte-tenu du caractère potentiellement générique de cette anomalie, EDF a défini un protocole de contrôle des moteurs RRA des réacteurs de 900 MWe du palier CPY puis a déclaré à l'ASN un écart de conformité en émergence concernant les moteurs RRA de ces réacteurs.

L'ASN considère toutefois que la défaillance du moteur repéré 1 RRA 001 MO survenu le 1^{er} septembre 2019 sur la centrale nucléaire du Tricastin constitue un écart avéré et relève de l'analyse d'un événement significatif pour la sûreté relevant du critère 9 de l'annexe 6 du guide de l'ASN du 21

octobre 2005.

Demande A12 : Je vous demande de déclarer un événement significatif pour la sûreté suivant le critère 9 de l'annexe 6 du guide de l'ASN du 21 octobre 2005 pour analyser la défaillance du moteur 1 RRA 001 MO survenue le 1^{er} septembre 2019 et définir des actions correctives appropriées.

B. Compléments d'information

Sectorisation incendie

Lors des inspections du 26 juin et du 10 juillet 2019, les inspecteurs ont constaté que le siphon de sol repéré 9 JSL 214 GS était sec, sans garde d'eau. Le même constat avait été effectué lors d'une inspection du 11 juin 2019. Vous aviez alors précisé que ce siphon de sol participe à la sectorisation incendie. La demande de travaux (DT) n° 00745929 avait été créée le jour de l'inspection afin de remédier à cette situation.

A la suite de l'inspection du 10 juillet 2019, vos représentants ont dans un premier temps indiqué que ce siphon de sol ne tenait pas sa garde d'eau en raison d'un défaut au niveau de la rehausse puis, dans un second temps, que l'expertise réalisée avait finalement conclu à la conformité de ce siphon de sol mais qu'une action était en cours afin de définir une périodicité de contrôle plus adaptée.

Les inspecteurs ont toutefois constaté que la garde d'eau du siphon de sol repéré 9 JSL 214 GS était conforme le 25 juillet et le 9 août 2019.

Demande B1 : Je vous demande de m'informer des suites données à l'action initiée visant à définir une périodicité de contrôle plus adaptée des siphons de sol.

Ressuage sur des supports soudés de tuyauteries du circuit RRA

L'article 2.5.3 de l'arrêté en référence [2] dispose que « *chaque activité importante pour la protection fait l'objet d'un contrôle technique, assurant que :*

- *l'activité est exercée conformément aux exigences définies pour cette activité et, le cas échéant, pour les éléments importants pour la protection concernés ;*
- *les actions correctives et préventives appropriées ont été définies et mises en œuvre.*

Les personnes réalisant le contrôle technique d'une activité importante pour la protection sont différentes des personnes l'ayant accomplie ».

Lors de l'inspection du 10 juillet 2019, les inspecteurs ont examiné les modalités de mise en œuvre d'examen non destructifs (END) de ressuage sur des supports soudés du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA).

Ils ont constaté que l'intervenant en charge du contrôle était seul et que cette activité n'a fait l'objet d'aucune action de contrôle technique sur le terrain. Or, cet examen était réalisé en application du programme de base des opérations d'entretien et de surveillance des tuyauteries RRA et, par courriel du 8 août 2019, vos représentants ont indiqué qu'il constitue une activité importante pour la protection (AIP).

Demande B2 : Je vous demande de me préciser les modalités de mise en œuvre du contrôle technique de cette activité.

Réalimentation du coffret 1 LNE 360 CR par le coffret 1 LLJ 001 CR

Lors de l'inspection du 25 juillet 2019, les inspecteurs ont constaté que la porte du coffret électrique repéré 1 LNE 360 CR était entre-ouverte afin de permettre le passage du câble assurant sa

réalimentation par le coffret repéré 1 LLJ 001 CR. Or, le coffret repéré 1 LNE 360 CR dispose d'une trappe dans sa façade afin de permettre le passage d'un câble.

A la suite de l'inspection, vos représentants ont confirmé que les exigences de qualification du coffret en matière de tenue au séisme n'étaient pas respectées avec sa porte ouverte. A la demande de l'ASN cet écart a été examiné et vous l'avez caractérisé comme un événement important pour la sûreté. Cet événement mettant en évidence un manque de culture « séisme » sur le site, vous avez décidé de réaliser une analyse simplifiée d'événement.

Demande B3 : Je vous demande de me transmettre les conclusions de cette analyse simplifiée d'événement. Vous préciserez notamment les actions mises en œuvre afin de faire progresser la culture « séisme » sur le site.

Maîtrise du risque FME aux abords et au-dessus de la piscine du bâtiment réacteur

Le risque FME désigne le risque d'introduction de corps ou de produits étrangers dans un matériel ou un circuit. Le trigramme FME signifie « *Foreign Material Exclusion* » (exclusion des corps étrangers). La présence d'un corps ou d'un produit étranger dans un matériel ou un circuit est susceptible de dégrader la sûreté nucléaire en affectant une des barrières de confinement ou la manœuvrabilité d'un matériel requis dans les règles générales d'exploitation.

Lors de l'inspection du 25 juillet 2019, les inspecteurs se sont rendus au niveau des armoires de pilotage des soupapes SEBIM protégeant le circuit primaire principal (CPP) du réacteur 1. Les armoires repérées 1 RCP 020 à 022 AR sont situées sur une passerelle surplombant la zone « à risque FME » située aux abords de la piscine du bâtiment réacteur sans que l'accès à cette passerelle soit limité car l'échelle permettant d'y monter est située en dehors de la zone « à risque FME ».

Lors de l'inspection du 9 août 2019, les inspecteurs se sont rendus sur le pont polaire dans le bâtiment du réacteur 1. Bien qu'il soit en partie situé au-dessus de la piscine du bâtiment réacteur (zone « à risque FME »), l'accès au pont polaire n'est pas limité et se fait depuis des échelles à crinoline en périphérie du BR.

Demande B4 : Je vous demande de vérifier si la passerelle d'accès aux armoires 1 RCP 020 à 022 AR et le pont polaire sont des zones à « risque FME ». Le cas échéant, vous préciserez les exigences particulières d'accès à ces zones (sécurisation des objets, etc...).

C. Observations

Sans objet.

*

* *

Vous voudrez bien me faire part sous deux mois des remarques et observations, ainsi que des dispositions que vous prendrez pour remédier aux constatations susmentionnées. Pour les engagements que vous prendriez, je vous demande de les identifier clairement et d'en préciser, pour chacun, l'échéance de réalisation.

Enfin, conformément à la démarche de transparence et d'information du public instituée par les dispositions de l'article L. 125-13 du code de l'environnement et conformément à l'article R. 596-5 du code de l'environnement, je vous informe que le présent courrier sera mis en ligne sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

Je vous prie d'agréer, monsieur le Directeur, l'assurance de ma considération distinguée.

L'adjoint à la chef de la division de Lyon,

Signé par

Richard ESCOFFIER

