

CODEP-OLS-2020-049193

Orléans, le 9 octobre 2020

Monsieur le Directeur du Centre Nucléaire de
Production d'Electricité de Dampierre-en-Burly
BP 18
45570 OUZOUER SUR LOIRE

Objet : Contrôle des installations nucléaires de base
CNPE de Dampierre-en-Burly – INB n° 85
Inspection n° INSSN-OLS-2020-0752 du 23 septembre 2020
Inspection de chantiers lors de l'arrêt pour simple rechargement du réacteur n° 3

Réf. : [1] Code de l'environnement, notamment son chapitre VI du titre IX du livre V
[2] Référentiel managérial « Maîtrise du risque FME » référencé D455018001093 ind. 0 du 21 février 2018
[3] D4450.35-09/2923 - Référentiel radioprotection du parc en exploitation chapitre 5 « Maîtrise des chantiers » - indice 4 du 16 janvier 2014
[4] Arrêté du 7 février 2012 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) précisées en référence [1] concernant le contrôle des installations nucléaires de base, une inspection inopinée a eu lieu le 23 septembre 2020 au CNPE de Dampierre-en-Burly sur le thème « inspection de chantiers lors de l'arrêt pour simple rechargement du réacteur n° 3 ».

Je vous communique, ci-dessous, la synthèse de l'inspection ainsi que les principales demandes et observations qui résultent des constatations faites, à cette occasion, par les inspecteurs.

Synthèse de l'inspection

Dans le cadre de l'arrêt pour simple rechargement du réacteur n° 3 du CNPE de Dampierre-en-Burly, l'inspection du 23 septembre 2020 avait pour objectif de contrôler les travaux de maintenance sous les angles de la sûreté, de la radioprotection, de la sécurité et de la protection de l'environnement. Les inspecteurs se sont ainsi notamment intéressés aux dispositions prises par le site pour l'élaboration des régimes de travail radiologiques (RTR) dont l'obtention est nécessaire en préalable à la réalisation d'un chantier en zone contrôlée.

Les inspecteurs ont également contrôlé les modalités prises par le CNPE pour baliser et interdire l'accès aux zones rouge et orange situées dans le bâtiment réacteur n° 3, celles prises dans le cadre de la prévention du risque d'introduction de corps étrangers (dit risque FME) au niveau de la piscine d'entreposage des assemblages combustibles ainsi que les actions correctives réalisées dans le cadre de divers écarts de conformité.

Si aucun écart majeur n'a été relevé lors de cette inspection, celle-ci a permis de mettre en évidence que des actions correctives sont nécessaires pour renforcer la prévention du risque FME, pour assurer la traçabilité des actions d'optimisation de la dosimétrie des chantiers et pour prévenir les risques de dispersion de la contamination en sortie de chantier.

Les inspecteurs considèrent également que la pratique de mise en place d'un balisage « zone orange » alors que la zone concernée ne présente pas un débit de dose la soumettant à un tel balisage doit être adaptée à la situation (tir radiographique, intervention imminente qui générera une zone orange...) afin d'éviter des incompréhensions sur le terrain qui se traduisent par des franchissements de balisage par les intervenants et conduisent à la déclaration d'événements significatifs ou intéressant la radioprotection.



A. Demands d'actions correctives

Prévention du risque FME

Le risque FME (Foreign Material Exclusion) désigne le risque d'introduction de corps ou de produits étrangers dans les matériels et circuits tels que le circuit primaire principal, les piscines des bâtiments réacteur (dites piscines BR) et les piscines d'entreposage des assemblages combustibles des bâtiments combustible (dites piscines BK).

Le référentiel [2] identifie les dispositions à mettre en œuvre au sein d'une centrale nucléaire pour toutes les activités « à risque FME » réalisées par la société EDF ou par des entreprises extérieures. Ainsi, ce référentiel impose notamment que :

- « une zone à risque FME soit matérialisée de manière à empêcher son accès libre ». Ainsi, celle-ci doit être « délimitée par un dispositif physique d'entrave de type balisage, chaînette ou barrière » ;
- « une zone à risque FME doit être exempte de tout objet ou substance susceptible de devenir un corps ou un produit étranger ».

Lors de l'inspection, les inspecteurs ont vérifié le respect de ces dispositions au niveau de la piscine d'entreposage des assemblages combustibles du réacteur n° 3. Ils ont ainsi constaté :

- l'absence de dispositif physique d'entrave ;
- la présence d'une chaise, d'une valise et d'un banc en zone à risque FME, la chaise et le banc n'étant pas sécurisés vis-à-vis du risque FME.

A noter que par courriel en date du 1^{er} octobre 2020, vous avez transmis à l'ASN une photographie du dispositif mis en place au niveau d'un des accès à la zone FME suite aux constats formulés par les inspecteurs sur l'absence de dispositif physique d'entrave.

Demande A1 : je vous demande de prendre les dispositions nécessaires au respect du référentiel managérial [2] au niveau de la piscine d'entreposage des assemblages combustibles du réacteur n° 3. Vous vérifierez par ailleurs la présence de dispositif physique d'entrave au niveau des piscines des autres réacteurs ainsi que l'absence de matériels non sécurisés dans ces zones et procéderez aux mises en conformité éventuelles.



Elaboration des régimes de travail radiologique et optimisation de la radioprotection

Le chapitre « optimisation de la radioprotection des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants » du référentiel [3] décline les exigences réglementaires et les exigences internes à la société EDF relatives :

- à l'évaluation prévisionnelle des doses individuelles et collectives ;
- à l'optimisation de la radioprotection ;
- au suivi et à l'analyse des doses reçues.

Ce document indique notamment que « pour toute activité, une analyse des risques inhérents à l'exposition aux rayonnements ionisants qu'elle présente ou génère est conduite » et que le logiciel PREVAIR « permet d'effectuer une analyse de risques et d'assurer la traçabilité de l'optimisation des activités conçues par le CNPE ».

Les activités sont ainsi classées en 4 niveaux d'enjeu radiologique (de 0 à 3, 0 correspondant à un enjeu très faible et 3 à un enjeu fort) pour lesquels une analyse d'optimisation plus ou moins approfondie doit être menée.

Lors de l'inspection, les inspecteurs se sont intéressés à l'élaboration des régimes de travail radiologique (RTR) et aux mesures mises en place par le CNPE dans le cadre de l'optimisation de la radioprotection, principe figurant au code de la santé publique selon lequel toute exposition justifiée doit être réalisée au plus faible coût dosimétrique possible. Ainsi, les inspecteurs ont demandé à ce que le Service Prévention des Risques leur élabore un RTR pour une activité fictive de contrôle visuel des thermocouples RIC (système d'instrumentation du cœur) au niveau du couvercle de cuve afin de contrôler comment sont définies pour cette activité les actions de radioprotection et les mesures d'optimisation.

Les inspecteurs ont ainsi constaté que l'élaboration des RTR est réalisée via le logiciel PREVAIR et que plusieurs items du logiciel doivent ainsi être complétés (« référentiel radioprotection », « directive transitoire n° 237 », « préparation et planification du travail », ...) afin de réaliser l'évaluation dosimétrique prévisionnelle (EDP) et d'identifier les actions de radioprotection à mettre en œuvre avant de réaliser une activité.

Au regard des données rentrées dans PREVAIR, le RTR pour l'activité précitée correspondait à un enjeu radiologique significatif (niveau 2) pour lequel le référentiel [3] précise qu'« une analyse d'optimisation approfondie, élaborée sous la responsabilité du métier, en collaboration avec le service compétent en radioprotection, permet d'identifier les éléments contribuant à la dose et les moyens de la réduire. La synthèse de l'analyse est formalisée ».

Si les inspecteurs ont pu constater qu'un certain nombre d'actions de radioprotection seraient mises en œuvre dans le cadre de cette activité, vos représentants n'ont pas été en capacité d'identifier celles qui contribuent à réduire l'impact dosimétrique et qui participent donc à l'optimisation de la radioprotection. En effet, contrairement à ce qui est mentionné dans le référentiel [3], le logiciel national PREVAIR ne permet pas d'assurer la traçabilité de l'optimisation des activités conçues par le CNPE, ce dont ont convenu vos représentants lors de l'inspection.

Concernant les activités à enjeu radiologique fort (niveau 3), vos représentants ont indiqué que les mesures d'optimisation sont étudiées et définies dans le cadre du comité ALARA (As Low As Reasonably Achievable – aussi bas que raisonnablement possible) qui se réunit systématiquement pour ce type d'activités. Le référentiel [3] mentionne que « cette analyse d'optimisation approfondie, élaborée sous la responsabilité du service compétent en radioprotection, permet d'identifier les éléments contribuant à la dose et les moyens de la réduire. L'origine des débits de dose est précisée, les actions de radioprotection sont identifiées et leurs performances quantifiées. Le caractère approfondi de l'analyse d'optimisation se démontre par la mise en évidence de l'avantage d'un scénario de réalisation décrit précisément et comparé autant que possible à des scénarios alternatifs ».

Les inspecteurs ont donc consulté le compte-rendu du comité ALARA réalisé en 2020 pour les activités d'extraction des filtres et des sacs déchets en fond de piscine du bâtiment réacteur. S'ils ont pu constater que de nombreuses actions de radioprotection sont identifiées pour cette activité (port d'une bague au doigt pour la dosimétrie extrémités, utilisation de la phonie, port de la tenue étanche ventilée, utilisation du pont pour le transport des sacs déchets, ...), celles-ci sont définies sur la base du retour d'expérience des activités identiques réalisées les années précédentes et les mesures participant directement à l'optimisation de la dosimétrie ne sont pas identifiées en tant que telles. Par ailleurs, les performances de ces mesures ne sont pas quantifiées.

Concernant l'évaluation dosimétrique prévisionnelle initiale, celle-ci ne figure pas dans le compte-rendu du comité ALARA. L'évaluation dosimétrique optimisée consiste quant à elle à retenir une dose maximale basée sur la moyenne des interventions des années précédentes à laquelle on ajoute arbitrairement une dosimétrie supplémentaire, sans que les fortes disparités de la dosimétrie intégrée d'une année sur l'autre ne soient analysées dans le cadre du comité ALARA et sans qu'il n'ait été vérifié que les mêmes mesures sont systématiquement mises en œuvre pour cette intervention réalisée chaque année sur les 4 réacteurs.

Le comité ALARA associé à cette activité n'a par ailleurs pas étudié les dispositions d'optimisation sur lesquelles des améliorations pourraient être apportées afin d'obtenir le coût dosimétrique le plus bas possible.

Les inspecteurs notent toutefois que les trames des comités ALARA diffèrent d'une activité à l'autre et que les constats précités sur l'activité d'extraction des filtres n'ont pas tous été mis en évidence pour l'activité de décontamination des piscines dont le compte-rendu du comité ALARA a également été examiné.

Au regard de l'ensemble des éléments précités, les inspecteurs considèrent que même si le logiciel national PREVAIR est un outil intéressant pour l'élaboration des analyses de risques sur le volet radioprotection, il ne permet pas en l'état d'assurer la traçabilité de l'optimisation de la radioprotection et de démontrer que l'activité est réalisée au plus bas coût dosimétrique possible, et ce quel que soit le niveau d'enjeu radiologique. Les inspecteurs notent par ailleurs que les performances des mesures d'optimisation ne sont pas systématiquement quantifiées dans le cadre des comités ALARA.

Ce constat a déjà été formulé lors de l'inspection renforcée réalisée sur le thème « radioprotection » sur la plaque Val-de-Loire en septembre 2019 (cf. courrier CODEP-OLS-2019-049516 du 29 novembre 2019)

Demande A2 : je vous demande d'assurer l'enregistrement des éléments qui conduisent à l'élaboration des analyses d'optimisation de la dosimétrie des interventions. Il convient ainsi de prévoir une étape formalisée d'optimisation des doses pour toute activité à enjeu radiologique. Vous m'informerez des dispositions prises en ce sens.

☺

Contrôle de la contamination en sortie de chantier

Le chapitre « maîtrise des chantiers » du référentiel [3] dispose que « *les intervenants contrôlent la propreté radiologique de leurs chaussures, de leurs gants et de leurs vêtements, à partir d'une sonde de dépistage direct de la contamination surfacique [...]. Une consigne définit le seuil de réglage de la sonde fixé en relation avec les exigences de propreté radiologique du local en sortie de chantier et en fonction du bruit de fond [...]. Si le bruit de fond est trop important, le contrôle peut être déporté au plus près. Dans ce cas, la zone de passage entre la barrière et le contrôle fait l'objet d'une surveillance adaptée* ».

Lors du contrôle sur site, les inspecteurs ont constaté l'absence de contaminamètre de type MIP10 au niveau des sauts de zone installés près des escaliers permettant d'accéder au niveau -3,5 m depuis le niveau 0 m du bâtiment réacteur (BR). Vos représentants ont indiqué que le bruit de fond est trop important à ce niveau et qu'il convient de se contrôler au MIP10 situé au niveau du sas d'entrée BR à 0 m.

En conséquence, les intervenants doivent parcourir une distance significative (plusieurs dizaines de mètres) pour pouvoir se contrôler en sortie de chantier, ce qui ne concourt pas à la maîtrise de la dispersion de la contamination et n'est pas conforme à votre référentiel [3] puisque le contrôle n'est pas déporté au plus près et que la zone de passage ne fait l'objet d'aucune surveillance particulière.

Les inspecteurs ont également constaté l'absence de MIP10 au niveau du saut de zone installé dans le local abritant la piscine d'entreposage des assemblages combustibles du réacteur n° 3.

Si les modes de preuve relatifs à la réalisation des actions correctives nécessaires ont été transmis par vos représentants par courriel du 2 octobre 2020 et si les inspecteurs ont bien pris note du fait que des MIP10 seront installés dans l'espace annulaire des bâtiments réacteurs pour la campagne d'arrêt 2021, ces constats sont récurrents sur le CNPE de Dampierre-en-Burly et démontrent la fragilité du site sur la thématique de la maîtrise de la dispersion de la contamination en sortie de chantier.

Demande A3 : je vous demande de définir et de mettre en œuvre pour la prochaine campagne d'arrêt de réacteurs des dispositions efficaces et pérennes pour le contrôle de la propreté radiologique des intervenants en sortie de chantier tel que défini par le référentiel [3].

☺

B. Demande de compléments d'information

Instructions particulières des régimes de travail radiologique

Lors de l'élaboration d'un RTR fictif pour une activité de contrôle visuel des thermocouples RIC sur le couvercle de cuve, les inspecteurs ont constaté que ce RTR mentionnait les instructions particulières suivantes :

- suspendre l'activité et engager des mesures complémentaires pour un débit de dose au poste de travail supérieur ou égal à 1 mSv/h ;
- arrêter l'activité pour une contamination en limite de chantier supérieure ou égale à 400 Bq/cm².

Les inspecteurs ont ainsi indiqué à vos représentants l'incohérence entre l'instruction particulière et le fait que le RTR était d'un enjeu radiologique significatif en raison du niveau de contamination retenu comme supérieur à 400 Bq/cm². Par ailleurs, ce RTR avait été réalisé sur la base d'un débit de dose au poste de travail de 0,9 mSv/h (donnée obtenue en consultant la cartographie de la piscine du bâtiment réacteur n° 3 réalisée le 20 septembre 2020) mais vos représentants ont indiqué que si la valeur du débit de dose mesurée lors de la cartographie avait été supérieure à 1 mSv/h, l'instruction particulière n'aurait pas été modifiée pour autant.

Interrogés sur le fondement et l'origine de ces instructions particulières, vos représentants n'ont pas été en mesure d'apporter d'élément de réponse lors de l'inspection.

Par courriel en date du 30 septembre 2020, vous avez apporté des éléments sur les modalités de détermination de ces instructions. Vous avez notamment indiqué que « *le seuil d'arrêt sur la contamination en limite de chantier est fixé automatiquement à 400 Bq/cm²* » et que les seuils d'arrêt et de suspension sont calculés en fonction de la dose collective estimée dans l'évaluation dosimétrique prévisionnelle.

Or, d'une part, la valeur renseignée automatiquement s'avère incohérente avec le niveau d'enjeu radiologique retenu pour le chantier fictif (NC2) qui correspond à une contamination surfacique supérieure à 400 Bq/cm² (si le RTR est construit pour une intervention dans un local avec un niveau de contamination NC2, il ne peut en effet demander l'arrêt de l'activité dès l'atteinte du critère de contamination correspondant au niveau NC2) et d'autre part, aucun élément n'a été transmis en lien avec la détermination du seuil de débit de dose au poste de travail.

Demande B1 : je vous demande de compléter votre réponse du 30 septembre 2020 en indiquant la manière dont le seuil de suspension est déterminé concernant le débit de dose au poste de travail et la raison pour laquelle le RTR prévoit automatiquement un seuil d'arrêt sur la contamination en limite de chantier à 400 Bq/cm² alors que des chantiers peuvent être réalisés dans des locaux présentant une telle contamination.

∞

C. Observations

C1. Les inspecteurs ont constaté que le taux de déclenchement des portiques de détection de la contamination C2 était, à la date du 23 septembre 2020, supérieur à l'objectif affiché par la direction du CNPE pour l'arrêt pour simple rechargement du réacteur n° 3 (0,35 % pour un objectif de 0,25). Si les actions doivent être poursuivies par le CNPE afin de réduire le nombre de déclenchements des portiques C2, les inspecteurs notent toutefois que les objectifs sont définis par chaque site et que plus l'objectif est ambitieux, plus le risque de ne pas l'atteindre est important. Vos représentants ont ainsi indiqué que le CNPE de Dampierre est en 2020 dans le premier quartile du parc sur le taux de déclenchement des portiques C2.

C2. En application des dispositions du code du travail et de l'arrêté du 26 octobre 2005 définissant les modalités de contrôle de radioprotection, la périodicité des contrôles techniques d'ambiance interne doit être au moins mensuelle. Les inspecteurs n'ont pas mis en évidence d'écart sur ce sujet lors de l'inspection du 23 septembre 2020 mais notent que le référentiel [3] autorise une tolérance de 7 jours vis-à-vis du respect de cette périodicité. Votre référentiel national n'est donc pas conforme aux dispositions réglementaires.

C3. Les inspecteurs ont constaté qu'un balisage zone orange (ZO) avait été décroché au niveau d'un escalier permettant de descendre aux niveaux inférieurs à partir de la dalle 20 mètres du bâtiment réacteur n° 3. Ils ont donc souhaité savoir si cet escalier pouvait être emprunté ou non, attendu qu'un balisage ZO était en place au niveau des étages inférieurs. Deux agents différents du service prévention des risques ayant été questionnés à ce sujet et ayant donné des réponses contradictoires, les inspecteurs ont constaté qu'en empruntant cet escalier, un intervenant se retrouverait dans le balisage ZO déjà mis en place aux étages inférieurs.

A la demande des inspecteurs quant à vous positionner sur le caractère déclaratif de cette situation au titre de l'article 2.6.4 de l'arrêté [4], vous avez déclaré un évènement intéressant la radioprotection (EIR) au motif qu'il n'y avait pas de débit de dose au moment du constat (les zones orange ont en effet été matérialisées en prévision de l'opération de rechargement du combustible prévue le 23 septembre au soir) et que le contrôle ultime du balisage aurait permis de corriger l'anomalie avant que la zone ne soit réellement redevable d'une zone orange. Les inspecteurs considèrent que le balisage des zones orange par anticipation (plusieurs heures avant que la zone concernée ne devienne une zone orange) constitue une mauvaise pratique qu'il convient de proscrire car elle peut conduire les intervenants à franchir des balisages zone orange au regard de l'absence de débit de dose relevée via un radiamètre. Les inspecteurs soulignent par ailleurs que la problématique de franchissement de balisage de zone orange est récurrente sur le CNPE de Dampierre et que des actions préventives et pérennes doivent être mises en œuvre pour corriger cette situation.

C4. Au regard des résultats du CNPE de Dampierre-en-Burly sur le volet radioprotection, les inspecteurs invitent le site à étudier la mise en place de contrôleurs petits objets (CPO) en sortie des bâtiments réacteurs et au niveau des portiques de détection de la contamination C1, et ce même si le référentiel [3] ne l'impose pas. Les inspecteurs soulignent pour information que les 3 autres CNPE de la plaque Val-de-Loire sont équipés de tels dispositifs.

C5. Suite à l'inspection du 21 août 2020 relative à la préparation de l'ASR du réacteur n° 3 (cf. INSSN-OLS-2020-0751) et dans le cadre de l'écart de conformité n° 537 qui concerne le risque de défaillance d'un condensateur sur une carte électronique des chaînes de mesure d'activité radioactive KRT équipées d'ictomètres numériques de radioprotection « INR 2000 », il vous a été demandé de contrôler sur au moins une voie l'absence de défaut des INR 200 installés. Lors de l'inspection, vous avez présenté les modes de preuve permettant de démontrer la conformité des INR 200 installés au niveau des chaînes 3 KRT 005 et 026 MA. Ces documents n'ont pas appelé d'observation de la part des inspecteurs.

C6. Dans le cadre du traitement de l'écart de conformité n° 545 relatif au mauvais réglage de deux relais de protection thermique du ventilateur 3 LLS 002 ZV, vous avez présenté lors de l'inspection les modes de preuve relatifs à la remise en conformité de l'installation. Ces documents n'ont pas appelé d'observation de la part des inspecteurs.

C7. Les inspecteurs ont souhaité procéder lors de l'inspection à un contrôle des ancrages des matériels de ventilation des systèmes EBA (ventilation de balayage) et ETY (surveillance décompression enceinte). Or, en l'absence du référent sur ce sujet, vos représentants n'ont pas été en mesure de localiser dans le bâtiment réacteur les gaines de ventilation concernées, et ce malgré les plans à disposition.

Vous voudrez bien me faire part sous deux mois de vos 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 au chef de la division d'Orléans

Signé par Christian RON