

LA GAZETTE NUCLEAIRE

Prix : 5 € • Abonnement (1 an) :
France : 23 €
Etranger : 28 €
Soutien : à partir de 28 €

Publication du Groupement de
Scientifiques pour l'information sur
l'Energie Nucléaire
(GSIEN)

44^{ème} année
ISSN 0153-7431
Décembre 2020
Numéro double

292-293

TRANSITIONS À GOGO

ÉDITORIAL

« On » re-parle « transition énergétique ». Va-t-on vers un consensus lucide ?

Les réacteurs de Fessenheim sont enfin arrêtés définitivement. La page « production » laisse la place à celle de la préparation du démantèlement. Reste à voir si cela se passera mieux qu'à Brennilis, Bugey 1, Chinon A, Creys-Malleville, Marcoule ou St Laurent des Eaux A...?

Le dernier rapport de la cour des comptes sur le démantèlement épingle un flagrant manque de provisions. Une facture de plus pour les suivants ?

Oubli ? En ex-Union soviétique, « on » projette de construire routes et voies navigables sur des déchets nucléaires !

Au Japon « on » envisage de changer de cap en abandonnant l'entreposage au profit du relargage en mer des effluents liquides

contaminés. L'argument offert par la comparaison entre ces futurs rejets qui seraient étalés sur vingt ans et ceux du site de la Hague en quelques mois commence à sortir du bruit de fond médiatique français. Souhaitons juste bon courage aux pêcheurs de la côte ouest du Japon qui s'opposent à ce projet de « conchiage autorisé ». Qui sait, peut-être que le coronavirus du moment ou les jeux olympiques proches soutiendront-ils leur lutte ?

Transition encore, du grand au petit, avec l'engouement affiché de certains pays pour les Small Modular Reactors (SMR) ou (PRM : Petits Réacteurs Modulables) que ce soit pour produire de l'électricité ou juste de la chaleur.

Bon, tout ça c'était avant le Corona truc.

Au niveau GSIEN, Monique décide de passer la main après QUARANTE SIX ans d'activité !

Le passage se fait sans précipitation avec un tuilage fort apprécié par la nouvelle équipe qui côtoie l'ancienne. Avec Monique et Raymond nous passons de longs moments de spéléologie dans les papiers et histoires qui ont jalonné la trajectoire du GSIEN. Le moral reste d'acier chez nos précurseurs, même s'il serait exagéré de dire qu'il et elle galopent.

Comme le dit Raymond avec justesse : "vétustes sans pour autant être obsolètes" ! Cela étant, force est de constater que "l'âge pivot" est dépassé depuis plus d'une vingtaine d'années et notre présidente a exprimé le souhait de passer la main et de prendre une retraite méritée... ! tout en continuant à participer intellectuellement. Elle reste, avec Raymond qui conserve la trésorerie, membres actifs du bureau [c'est heureux !].

Cette transition traduit aussi un choix réfléchi et partagé d'une approche plus transversale du sujet qui nous occupe. Les nouveaux de l'équipe, certes moins

au fait sur le plan des sciences du domaine nucléaire, apporteront leurs nouveaux regards, questions et ouvertures au sein du GSIEN ainsi que dans les instances qui régissent l'activité des INB.

Gageons que ces points de vue et regards divers permettront de poursuivre le vaste chantier entamé par l'appel des quatre cent de 1974. Les thèmes abordés au sein des instances en lien avec la sûreté nucléaire se sont eux aussi diversifiés : les facteurs sociologique, organisationnel et humain, y compris mode de management du personnel et de la sous-traitance, l'incidence des phénomènes liés aux événements climatiques ...

Enfin, n'est-il pas curieux d'observer que les méninges de nos autorités commencent à s'agiter au plus haut niveau sur la gestion « post-accidentelle » ? L'élargissement des PPI (plans particuliers d'intervention) ne va pas de soi dans la déclinaison sur le terrain des modalités de mise en œuvre.

SOMMAIRE

| | |
|--|----|
| TRANSITIONS À GOGO..... | 1 |
| GSIEN : Monique passe la main..... | 1 |
| Suite Editorial..... | 2 |
| Avis IRSN de janvier 2020..... | 2 |
| La saga des soudures..... | 3 |
| GPESPN : Soudures EPR Flamanville... 4 | |
| IRSN : L'exclusion de rupture EPR..... | 5 |
| GPESPN : Écarts de soudures EPR..... | 11 |
| Avis ASN EPR NM..... | 13 |
| Note sur l'avis ASN EPR NM..... | 21 |
| Allocution de Rumina Velshi..... | 25 |
| Velshi : Commentaire du GSIEN..... | 27 |
| Du tritium dans l'eau potable..... | 29 |
| Concerto pour clarinette et ARPE..... | 29 |
| Tritium : CRIIRAD..... | 32 |
| Tritium : Commentaire GSIEN..... | 35 |
| Flamanville : AFP..... | 36 |
| Corps migrants dans les réacteurs..... | 36 |
| Flamanville : Inspection ASN..... | 37 |
| Contamination alpha de la Loire..... | 39 |
| Rejets délibérés de Pu dans la Loire... 41 | |
| Tricastin : Cuve du réacteur 1..... | 49 |
| Flamanville : Démarrage EPR en 2024 50 | |
| Flamanville : Plan pandémie EDF..... | 50 |
| Point COVID 19 et nucléaire..... | 51 |
| Chinon : Exercice de crise ASN..... | 53 |
| Bugey : Lettre de la CLI..... | 56 |
| Covid-19 : EDF sécurise sa production 56 | |
| Covid-19 et eau du robinet..... | 57 |
| Golfech : Audition ASN de la direction. 58 | |
| Golfech : Surveillance rapprochée..... | 58 |
| Golfech : Événement de niveau 2..... | 59 |
| Agressions externes et fortes marées.. 59 | |
| Ministère de l'environnement japonais. 59 | |
| Aider le Belarus..... | 60 |
| Note GSIEN sur les déchets TFA..... | 60 |
| Blayais : Bouchons de bore..... | 62 |
| Arrêt prolongé Flamanville..... | 63 |
| GSIEN • Abonnements..... | 64 |

www.gazettenucleaire.org

Email : contact@gazettenucleaire.org

Abonnements, courrier, soutien :

GSIEN - 2 Allée François Villon

91400 ORSAY

Fax : 01 60 14 34 96

Suite EDITO

Le point particulier des PPI a été abordé tout au long de la conférence des CLI 2019 (commissions locales d'information auprès des installations nucléaires de base). La catastrophe en cours du coronavirus 19 nous montre à quel point les dispositifs et moyens prévus sur le papier se révèlent être inadaptés et, en réalité, des promesses faites en période faste sans avoir été au bout du raisonnement.

Les restructurations successives de notre système de santé, pensées et réalisées sous le seul angle comptable, dictées par une préoccupation mercantile nous font percevoir d'autres risques qui pourraient se retrouver voire, si la sortie du Covid19 est aussi différée qu'entrevue par les « experts », se conjuguer dans le secteur nucléaire. Coup de bol cette fois ? C'est à Flamanville, où tout est à l'arrêt, qu'il y a eu 24 cas de Covid 19 avérés au sein même de l'équipe de gestion de crise !

Enfin, gageons que nous saurons nous préserver cette fois et que, sortant du confinement prolongé, nous puissions nous retrouver en bonne santé.

Nous avons pu lire dans la gazette n°291 le dernier article

communiqué par André Guillemette. Il nous a tiré sa révérence en fin d'année dernière. André était, au-delà du militant passionné et compétent, un ami de longue date au caractère bien trempé, avec qui j'ai pu découvrir et arpenter les chemins du plateau de la Hague. Ancien de l'arsenal de Cherbourg, il résidait sur la Hague et connaissait dans le détail « l'usine atomique » (du CEA devenue tour à tour COGEMA, AREVA et enfin ORANO) et le CSM (Centre de Stockage de la Manche). Il était membre des commissions locales d'information de ces sites, de l'ACRO (Association pour le Contrôle de la Radioactivité dans l'Ouest) et s'était entre autres beaucoup impliqué dans le GRNC (groupe Radioécologique Nord-Cotentin). Il participait à différents groupes de travail relatifs aux déchets-rejets des installations et leurs effets. Vous trouverez ses écrits sur les sites :

<http://www.global-chance.org/> et bien sûr celui de la Gazette...

Nous adressons nos plus sincères condoléances à sa famille.

Jean-Claude Autret et Monique Sené.

Avis de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) janvier 2020

Centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly – Réacteurs n°3 et 4 / INB 85 - Modification temporaire des spécifications techniques d'exploitation (STE) pour réaliser des opérations de maintenance exceptionnelle, des modifications matérielles et des contrôles réglementaires pendant la coupure de la voie A électrique lors de la visite partielle du réacteur n°4.

Réacteurs EDF – Palier CPY – Phénomène de remontée de flux neutronique en haut et bas de colonne fissile des assemblages de combustible MOX et anomalies de fabrication du combustible MOX – Mesure compensatoire de positionnement des grappes d'arrêt et des groupes de compensation de puissance à 222 pas.

Réacteurs EDF - Janvier 2020 - Évaluation des modifications matérielles soumises à autorisation conformément aux dispositions de l'article R.593-56 du code de l'environnement.

Réacteurs EDF - Réexamen périodique associé à la quatrième visite décennale des réacteurs de 900 MWe du palier CPY - Bilan de puissance des groupes électrogènes de secours.

ORANO Cycle – Usine Melox / INB 151 - Dossier d'orientation de réexamen périodique de sûreté 2021.

Établissement ORANO Cycle de La Hague – Transport interne – Modification notable du système de transport HERMES/MERCURE.

Établissement Orano Cycle de La Hague - Atelier R4 / INB 117 - Modification liée au traitement des raffinats « technétium » dans l'unité de récupération d'acide non tritié

(RANT) de l'atelier R4.

CEA/Paris-Saclay - Zone de gestion des déchets radioactifs solides / INB 72 - Désentreposage de 12 étuis contenant des combustibles irradiés présents dans les canaux 12, 14, 15, 39, 44 et 54 du massif 108.

CEA/Paris-Saclay - Zone de gestion des déchets radioactifs solides / INB 72 - Demande de déclassement du zonage déchets du local 15 du bâtiment 120.

Demande d'autorisation déposée par la société HTDS, pour la détention, l'utilisation et la distribution de l'appareil ZBV de fabrication Rapiscan Systems/AS&E.

Rapports d'expertise :

Evaluation de l'exposition radiologique des populations de Tureia, des Gambier et de Tahiti aux retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires entre 1975 et 1981.

Actualités :

Note d'information de l'IRSN sur l'incendie dans un bâtiment d'entreposage de linge de l'établissement ORANO Cycle de La Hague.

Non-conformités concernant la tenue au séisme des groupes électrogènes de secours à moteur Diesel de réacteurs de 1300 MWe.

Séisme de Elazig (Turquie) du 24 janvier 2020.

Comprimés d'iode, des avancées pour protéger la population.

L'IRSN publie une version révisée de son rapport sur le cycle du combustible nucléaire en France - Dossier « Impact cycle 2016 ».

Les avis et rapports de l'IRSN mentionnés sont publiés sur le site de l'Institut (www.irsn.fr) et sont accessibles à tous.

Fukushima : conséquences médicales et écologiques

Les actes du symposium de New York, organisé par Helen Caldicott en 2013, sur l'accident nucléaire de Fukushima sont désormais disponibles en français.

Vous trouverez ce livre en téléchargement gratuit sur le site des Éditions de Fukushima : <https://editionsdefukushima.fr>

Saga des soudures du circuit secondaire principal de l'EPR de Flamanville

Avis IRSN/2018-00301 du 12 novembre 2018 à : Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Objet : Réacteur EPR de Flamanville – Examen automatique par ultrasons des soudures des lignes VVP en exclusion de rupture.

Réf. 1. Lettre ASN – CODEP-DEP-2018-027796 du 11 juin 2018 ; 2. Avis IRSN/2018-00273 du 9 octobre 2018

Lors des examens non destructifs réalisés dans le cadre de la visite complète initiale du réacteur EPR de Flamanville, Électricité de France (EDF) a déclaré avoir relevé des indications correspondant à des défauts de fabrication inacceptables sur des soudures des circuits secondaires principaux, mettant en cause leur conformité au référentiel de conception.

Suite à cela, EDF a mis en place, à partir d'avril 2018, un nouveau programme de contrôle des soudures des circuits secondaires principaux, comportant en particulier des contrôles par ultrasons des soudures des lignes vapeur principales (VVP) en exclusion de rupture.

En réponse à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) citée en première référence, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) a évalué les performances des examens non destructifs par ultrasons réalisés à l'occasion de la reprise de ces contrôles sur les soudures des lignes VVP en exclusion de rupture. La cohérence de la procédure afférente avec les exigences du RCC-M a également été analysée. Enfin, l'IRSN a examiné la mise en œuvre et les résultats des contrôles. Les contrôles manuels par ultrasons des soudures des lignes VVP réalisées sur site ont fait l'objet de l'avis cité en seconde référence.

L'IRSN présente, dans cet avis, son analyse des contrôles automatisés par ultrasons des huit soudures, réalisées en atelier, qui relient les tuyauteries des lignes VVP aux flasques de traversée du bâtiment du réacteur (soudures des traversées VVP). Les contrôles automatisés des soudures des traversées VVP ont été réalisés par EDF depuis la paroi extérieure des tuyauteries. Les modalités de contrôle permettent un examen de la zone comprenant le métal déposé pour la réalisation du joint soudé ainsi que le métal de base de part et d'autre du joint soudé. Dans un premier temps, EDF a réalisé des contrôles en ondes transversales inclinées à 45° et à 60°, ainsi qu'en ondes longitudinales à 0°, permettant de rechercher, préférentiellement, des défauts orientés parallèlement à l'axe de la soudure. Pour EDF, ces nouveaux contrôles sont des contrôles contradictoires réalisés au titre de sa propre surveillance et non pas des nouveaux contrôles de fin de fabrication.

Lors de ces nouveaux contrôles, EDF a mis en évidence plusieurs indications :

- des indications sur différentes soudures qu'il attribue à la présence de singularités géométriques situées principalement en paroi interne des soudures ;
- une indication caractéristique d'un défaut plan. Le défaut est localisé à proximité de la paroi externe de l'une des soudures et a fait l'objet d'une caractérisation.

Par ailleurs, lors d'investigations complémentaires réalisées pour analyser certains signaux ultrasonores, EDF a mis en évidence la présence d'un revêtement (une peinture de protection temporaire) en paroi externe dans la zone

d'examen. EDF a accepté en l'état les acquisitions réalisées en présence de ce revêtement car celui-ci n'a, selon EDF, pas d'impact sur la sensibilité de détection. Au terme de son analyse des contrôles par ultrasons des huit soudures des traversées VVP, l'IRSN estime tout d'abord, contrairement à la position d'EDF, que le défaut détecté sur l'une des soudures lors des nouveaux contrôles aurait dû être détecté par les contrôles non destructifs réalisés en atelier. L'absence de détection de ce défaut remet en cause la fiabilité des contrôles de fin de fabrication. L'IRSN considère que la qualité des contrôles réalisés en fin de fabrication ne permettait pas de répondre aux objectifs du référentiel technique relatif aux soudures des traversées VVP en exclusion de rupture et que les nouveaux contrôles réalisés ne relèvent donc pas uniquement de l'analyse contradictoire. Pour l'IRSN, ces nouveaux contrôles doivent être considérés comme des contrôles de fin de fabrication.

En ce qui concerne les modalités de contrôle de soudures en exclusion de rupture, l'IRSN estime que tous les doutes sur l'absence de défauts, qu'ils soient orientés parallèlement ou perpendiculairement à l'axe des soudures, doivent être levés. Ceci est d'autant plus nécessaire que des écarts sur des prescriptions visant à éviter les risques de fissuration à froid ont été constatés sur l'activité de soudage sur site des lignes VVP. Dans le cadre de son évaluation, l'IRSN a donc considéré qu'EDF devait réaliser de nouveaux contrôles par ultrasons pour la recherche de défauts perpendiculaires à l'axe de la soudure. EDF a réalisé ces contrôles et a communiqué une synthèse des résultats. L'IRSN considère cette démarche de reprise des contrôles satisfaisante. Aucune indication à caractère inacceptable n'a été notée lors de ces contrôles.

Par ailleurs, l'IRSN souligne deux points de nature à limiter les performances des contrôles liés aux états de surface des zones à contrôler : la présence d'un revêtement en paroi externe et les états de surface en paroi interne. EDF précise que le revêtement en paroi externe a une influence négligeable sur la sensibilité d'examen et, paradoxalement, EDF constate même une légère augmentation de la qualité du signal en sa présence. L'IRSN n'a reçu aucun élément de la part d'EDF permettant d'expliquer ce constat. De plus, les documents d'EDF stipulent que, sur les soudures des traversées VVP, une zone de 200 mm de part et d'autre du bord de cordon de soudure doit être exempte de protection temporaire pour le bon fonctionnement des contrôles ultrasonores automatisés. De même, la procédure d'examen par ultrasons exige un état de surface satisfaisant pour garantir les performances de contrôle. L'IRSN estime donc qu'EDF doit mettre la zone à examiner en conformité avec les exigences du procédé ultrasonore et réaliser de nouveaux contrôles. Ceci fait l'objet de la recommandation n°1 en annexe.

En ce qui concerne les états de surface en paroi interne, EDF a transmis à l'IRSN huit procès-verbaux d'arasage de la paroi interne. Parmi les huit procès-verbaux, trois relevés de profils n'ont pas été transmis à l'IRSN après les réparations des soudures concernées. L'analyse de l'IRSN a donc porté sur les états de surface en paroi interne des zones à contrôler de cinq soudures. Les relevés de profils des

parois internes sont conformes et ne présentent pas de singularités géométriques en paroi interne. Or, les nouveaux contrôles réalisés par EDF ont conduit à relever des indications localisées en paroi interne sur plusieurs soudures. EDF attribue ces indications à des échos provenant de bourrelets de pénétration, ce qui n'est pas cohérent avec les relevés de profils. Selon l'IRSN, aucune indication ne peut être attribuée à des échos provenant de bourrelets de pénétration si ces derniers ne sont pas visibles sur les procès-verbaux d'arasage. En conséquence, l'IRSN estime que la présence de défauts ne peut pas être exclue en paroi interne sur la base des résultats de contrôles et des relevés de profils. L'IRSN considère qu'EDF doit caractériser ces indications en cohérence avec les relevés de profils en paroi interne. Ceci fait l'objet de la recommandation n°2 en annexe.

Enfin, l'indication caractéristique d'un défaut plan a été dimensionnée et localisée avec deux procédés de contrôle différents afin de dimensionner de manière robuste le défaut. Le premier a été qualifié par EDF car il est prévu pour être appliqué lors de la visite complète initiale et lors du suivi en service. Le second a été utilisé en mode expertise par EDF pour apporter une évaluation plus précise de la taille réelle du défaut. L'IRSN estime que la démarche de caractérisation du défaut présentée par EDF est satisfaisante. Toutefois, les dimensions que retient EDF pour ce défaut obtenues avec le premier procédé enveloppent, par conservatisme, une estimation plus réaliste déduite des mesures effectuées avec le second procédé utilisé en expertise, plus précis. Dans le cas où le défaut serait laissé en l'état, les dimensions retenues par EDF doivent être issues de contrôles permettant de garantir la meilleure évaluation possible de la taille réelle de ce défaut. De plus, les contrôles réalisés avant la mise en service et lors de la

visite complète initiale doivent être identiques à ceux réalisés en service, ou équivalents. Cette précaution permet d'assurer la cohérence requise entre les moyens ayant permis d'établir l'état de référence de ce défaut avant la mise en service et les moyens qui permettront d'en suivre l'évolution au cours de l'exploitation du réacteur. Ceci fait l'objet de la recommandation n°3 en annexe.

Pour le Directeur général et par délégation,
Thierry PAYEN :

Adjoint à la Directrice des systèmes, des nouveaux réacteurs et des démarches de sûreté

Annexe à l'Avis IRSN/2018-00301 du 12 novembre 2018 Recommandations

Recommandation n°1

L'IRSN recommande qu'EDF mette en conformité les états de surface en écart par rapport à la procédure de mise en peinture et des exigences du procédé d'examen ultrasonore qui demandent d'éliminer le revêtement de part et d'autre des soudures des traversées VVP. EDF devra réaliser de nouveaux contrôles sur les soudures en écart.

Recommandation n°2

L'IRSN recommande qu'EDF caractérise les indications détectées en paroi interne des soudures des traversées VVP en cohérence avec les relevés de profils en paroi interne. EDF pourra proposer une adaptation des moyens de contrôles pour statuer sur l'origine des indications.

Recommandation n°3

L'IRSN recommande qu'EDF retienne, dès la visite complète initiale, un procédé de contrôle adapté pour évaluer avec la meilleure précision possible la taille réelle du défaut détecté sur la traversée EPP6208TWM-S1, dans le cas où celui-ci serait laissé en l'état.

GRUPE PERMANENT D'EXPERTS POUR LES EQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLEAIRES

Avis relatif à la démarche d'EDF de traitement des écarts affectant les soudures des lignes principales de vapeur en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville.

Réunion tenue à Montrouge les 09 et 10/04/2019

Conformément à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), par sa lettre CODEP-DEP- 2019-011267, le Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires s'est réuni les 9 et 10 avril 2019 pour examiner la démarche de traitement des écarts affectant les soudures des lignes principales de vapeur (lignes VVP) en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville. Des membres du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs ont également pris part à la séance et aux travaux.

Le Groupe permanent a pris connaissance des conclusions de l'examen par le rapporteur du dossier transmis par EDF et de l'avis de l'IRSN sollicité en vue de constituer son rapport. Le Groupe permanent a examiné la démarche de traitement des écarts proposée par EDF portant sur les soudures des traversées de l'enceinte de confinement réalisées en atelier.

Le Groupe permanent a pris connaissance de scénarios de remise en conformité de ces soudures présentés par EDF et de sa position

relative aux risques associés à ces scénarios. Le Groupe permanent a également pris connaissance des difficultés exprimées par EDF quant à la renonciation à la mise en œuvre d'une démarche d'exclusion de rupture pour les tuyauteries concernées.

Le Groupe permanent a également examiné le scénario de l'acceptation en l'état dans le cas où les réparations présenteraient des contraintes techniques rédhibitoires ou des détriments pour la sûreté. À cette fin, le Groupe permanent a examiné les éléments de justification apportés par EDF pour répondre, avec un haut niveau de confiance, aux différents objectifs de conception et de fabrication qui sous-tendent la démarche d'exclusion de rupture.

Le Groupe permanent a notamment examiné :
- Le caractère suffisant des essais mécaniques réalisés en fabrication et des programmes d'essais proposés par EDF :

* pour acquérir la compréhension du comportement du matériau tel que mis en œuvre, permettant notamment d'expliquer et

de reproduire les valeurs basses de résilience et l'inversion des valeurs de résistance à la traction entre les essais réalisés à température ambiante et ceux réalisés à chaud ;

* pour obtenir une caractérisation, avec un haut niveau de confiance, des propriétés des matériaux des soudures réalisées, compte tenu des résultats des qualifications de mode opératoire de soudage ou des assemblages témoins de production ainsi que de la nature, du nombre d'écarts détectés et des réparations effectuées ;

- l'adéquation des performances des contrôles non destructifs volumiques mis en œuvre ou prévus par EDF vis-à-vis du haut niveau de confiance attendu dans la compacité des matériaux, notamment en matière de nature et de taille des défauts détectables ;

- l'acceptabilité de la démarche de calcul de nocivité proposée par EDF pour justifier le maintien en l'état du défaut non-volumique présent sur une soudure en exclusion de rupture, qui présente par ailleurs des propriétés mécaniques dégradées ;

- plus globalement, la possibilité, compte tenu du nombre et de la nature des écarts détectés, de démontrer l'atteinte des objectifs de la démarche d'exclusion de rupture par une démarche de justification s'appuyant sur une analyse de mécanique à la rupture brutale et un renforcement du suivi en service, et le cas échéant sur les données d'entrée du calcul de mécanique à la rupture brutale et les conservatismes qui seraient alors à retenir.

I. Écarts

Le Groupe permanent constate un ensemble particulièrement élevé d'écarts rencontrés dans les choix techniques, le processus de réalisation, les résultats de recette, ainsi que dans la surveillance externe, ajouté à des choix de matériaux d'apport inadaptés, qui conduisent à un niveau de qualité nettement inférieur à celui qui était requis. Ces écarts sont notamment matérialisés par certaines valeurs de résilience sur coupons témoins très basses. Ces éléments constituent des obstacles majeurs à l'application d'une démarche d'exclusion de rupture. Ces écarts découlent notamment de défaillances depuis la spécification jusqu'à la surveillance, en incluant le traitement des écarts. Le Groupe permanent considère indispensable que cette situation soit analysée en profondeur et que les différents acteurs en tirent les conclusions.

II. Démarche de traitement

Le Groupe permanent note qu'EDF, compte tenu des incertitudes actuelles portant sur la

faisabilité industrielle et les délais de réalisation des opérations de remise en conformité des soudures des traversées, envisage d'apporter, par une démarche finalisée par un calcul de résistance à la rupture brutale, la garantie du maintien de l'intégrité de ces soudures tout au long de la vie de l'installation afin de justifier leur acceptation en l'état.

Le Groupe permanent considère qu'EDF, à défaut de renoncer à tout ou partie de l'exclusion de rupture, doit procéder à la remise en conformité de ces traversées. Compte tenu des risques avancés par EDF pour les scénarios de remise en conformité présentés, il est indispensable d'ouvrir le champ des investigations.

III. Compréhension du comportement et caractérisation du matériau des joints soudés

L'examen du dossier de traitement des écarts sur les soudures de traversée des lignes VVP a conduit le Groupe permanent à constater le caractère fortement incomplet du « dossier matériau » pour les joints soudés de ces lignes. Il formule à cet égard la recommandation n° 1 en annexe.

IV. Capacité des joints soudés

Le Groupe permanent note que, conformément aux dispositions de l'arrêté ESPN, le fabricant a spécifié les défauts qu'il considère comme inacceptables au regard de la maîtrise de ses procédés de fabrication, et

qu'il a défini des END permettant leur détection.

Il considère que les éléments apportés par EDF pour justifier des performances des END mis en œuvre vis-à-vis de la détection des défauts considérés par le fabricant comme inacceptables au regard de la maîtrise de ses procédés doivent être complétés. Ceci conduit le Groupe permanent à formuler la recommandation n° 2 en annexe.

Recommandations du Groupe permanent Recommandation n° 1

Dans le cadre du « dossier matériau » pour les soudures des lignes VVP, le Groupe permanent recommande que soit approfondie la compréhension des phénomènes observés en matière de vieillissement sous déformation et de variations des propriétés mécaniques avec les principaux paramètres de soudage. Il recommande que le fabricant apporte les éléments de quantification de ces phénomènes, en particulier sur la ténacité.

Recommandation n° 2

Le Groupe permanent recommande qu'EDF justifie que les procédés d'END volumiques (RT et UT) ont la capacité de détecter et d'identifier les indications possédant les caractéristiques définies par le fabricant pour les défauts inacceptables, et que le dossier « défauts inacceptables au regard de la maîtrise des procédés » du fabricant mentionne la mise en œuvre d'END UT pour la détection de défauts non-volumiques.

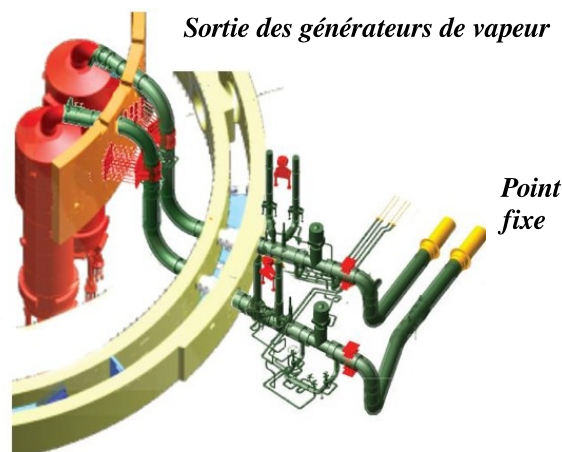
Avis IRSN/2019-00057 du 22 mars 2019

Objet : Réacteur EPR de Flamanville Exigences d'exclusion de rupture et défauts non détectés lors des contrôles de fin de fabrication

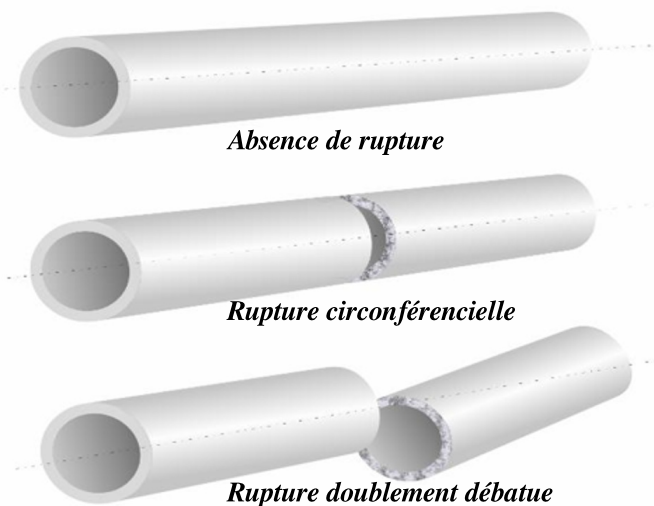
Réf. [1] Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 modifié autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche) ; [2] Lettre ASN – CODEP-DEP-2018-049173 du 18 décembre 2018 (Gazette nucléaire n°292/293 mars 2020, page 6).

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Électricité de France (EDF) a souhaité soumettre les tuyauteries de vapeur principales (VVP) des circuits secondaires principaux du réacteur EPR de Flamanville à des exigences renforcées, visant à prévenir leur rupture avec un haut niveau de confiance, afin de ne pas retenir la rupture complète de ces tuyauteries dans les études de la démonstration de sûreté nucléaire de l'installation. Le rapport préliminaire de sûreté transmis dans le cadre de la demande d'autorisation de création afférente prévoit ainsi l'application d'une démarche d'exclusion de rupture aux tuyauteries VVP, plus précisément aux éléments de tuyauterie situés entre la sortie des générateurs de vapeur et le point fixe à l'aval de la vanne d'isolement de la vapeur.



L'exclusion de rupture désigne une démarche assurant, par la mise en œuvre de dispositions techniques en conception, fabrication et exploitation (suivi en service), qu'une rupture de tuyauterie est suffisamment improbable pour qu'elle puisse ne pas être étudiée (cet événement est dit « exclu »). L'objectif de la justification de l'exclusion de rupture est d'apporter la garantie du maintien de l'intégrité des tuyauteries pendant la durée de vie de l'installation.



Le paragraphe II-1 de l'article 2 du décret d'autorisation de création de l'installation [1] a encadré cette démarche, qui constitue un élément essentiel pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement : « Des dispositions sont prises pour garantir, tout au long de la vie de l'installation, l'intégrité : [...] des tuyauteries primaires et secondaires principales pour lesquelles la survenue d'une rupture circonferentielle doublement débattue n'est pas retenue dans les conditions de fonctionnement de référence étudiées dans le rapport de sûreté. Ces dispositions doivent couvrir l'ensemble des aspects suivants :

- la qualité de la conception et la vérification associée ;
- la qualité de la fabrication et les contrôles associés ;
- le suivi en service devant rendre hautement improbables non seulement l'apparition d'altérations de l'équipement remettant en cause la prévention des différents modes d'endommagement mais aussi l'absence de détection à temps de ces altérations si elles survenaient néanmoins. »

Cette démarche, en particulier les conditions de son acceptation, a fait l'objet d'un avis de la Section

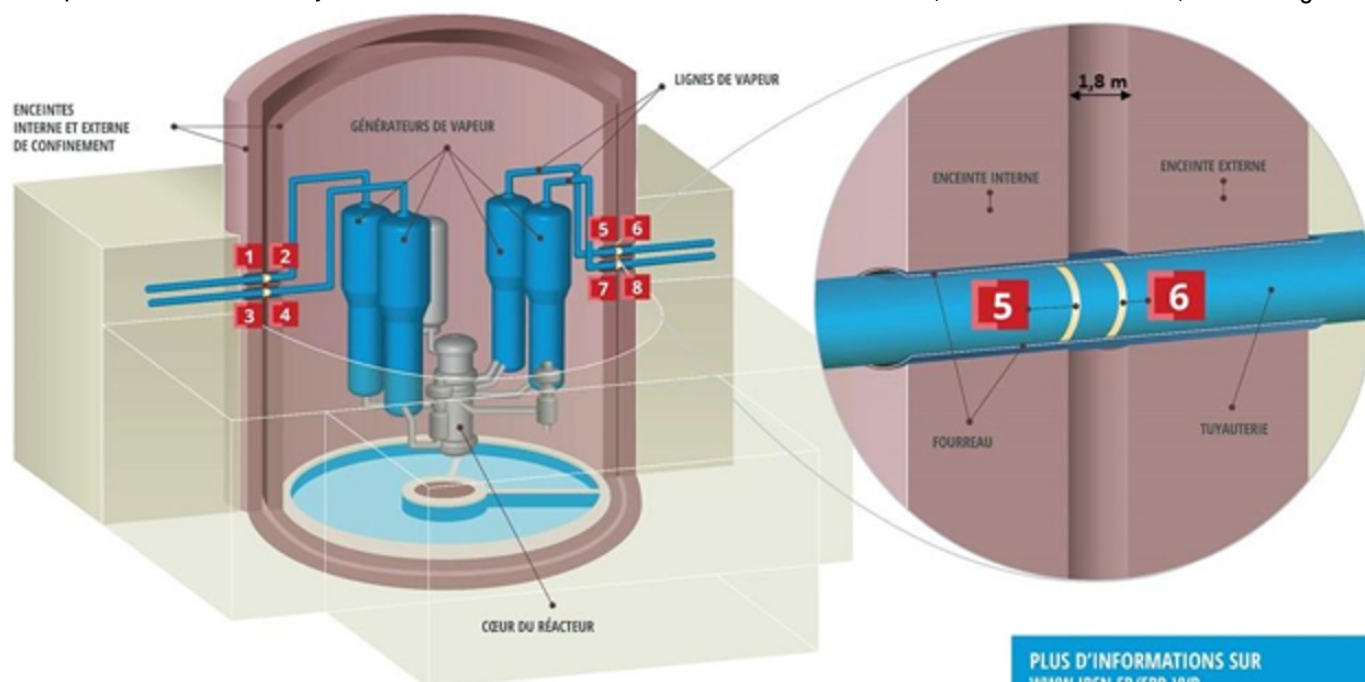
permanente nucléaire de la Commission centrale des appareils à pression le 21 juin 2005 et d'une lettre de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) définissant les bases d'un référentiel technique d'exclusion de rupture.

EDF a informé l'ASN, en 2017, de l'existence de « fiches de non-conformités qui concernent les exigences du référentiel exclusion de rupture » pour les 66 soudures des tuyauteries VVP du réacteur EPR de Flamanville (huit soudures situées au droit des traversées de l'enceinte de confinement réalisées en usine et 58 soudures réalisées sur site). EDF a par la suite également informé l'ASN, en mars 2018, de la présence de défauts qui n'avaient pas été détectés lors des contrôles de fin de fabrication sur certaines de ces 66 soudures ainsi que sur d'autres soudures des tuyauteries des circuits secondaires principaux.

Compte tenu de ces éléments, EDF a présenté à l'ASN, en juillet 2018, une démarche de traitement des écarts privilégiant, pour certaines soudures des tuyauteries VVP en exclusion de rupture, une remise à niveau permettant de respecter les spécifications définies par le fabricant. EDF a en outre précisé que la démarche de traitement des écarts prévoit de justifier le maintien en l'état de certaines soudures des tuyauteries VVP en exclusion de rupture, en particulier les soudures au droit des traversées de l'enceinte de confinement.

En réponse à cette proposition d'EDF, l'ASN a rappelé que la démonstration de l'atteinte des objectifs prescrits par le décret en référence [1] pour ces soudures devrait être apportée. EDF doit en particulier démontrer que la qualité de conception et de fabrication permet d'atteindre, avec un haut niveau de confiance, des caractéristiques, notamment mécaniques, permettant de considérer la rupture des tuyauteries comme extrêmement improbable, en cohérence avec la démonstration de sûreté de l'installation.

EDF a transmis, en décembre 2018, sa stratégie détaillée



de traitement des écarts affectant les soudures des tuyauteries VVP du réacteur EPR de Flamanville.

Dans ce contexte, l'ASN a saisi l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), par lettre citée en référence [2], afin de recueillir son avis sur les points suivants de la démarche proposée par EDF :

- * la caractérisation des propriétés de ténacité des soudures réalisées sur les tuyauteries VVP au droit des traversées de l'enceinte de confinement ;

- * la caractérisation du phénomène de « vieillissement sous déformation » des matériaux d'apport des soudures des tuyauteries VVP.

Une synthèse de l'expertise menée par l'IRSN et les principales conclusions associées sont présentées ci-après.

est un procédé de soudage à l'arc avec ou sans métal d'apport. L'arc électrique qui se crée entre l'électrode en tungstène et la pièce à souder crée un bain de métal liquide (mélange de métal d'apport fondu et d'une partie de métal de base refondu) tandis qu'un gaz de protection, généralement de l'argon, protège le bain de fusion de l'oxydation et des impuretés en suspension dans l'air).

Le procédé fil-flux utilise comme métal d'apport un fil de soudage distribué au travers de la torche. Pour ne pas s'oxyder, le bain de fusion est protégé par un flux solide (enrobage d'électrode ou flux pulvérulent)

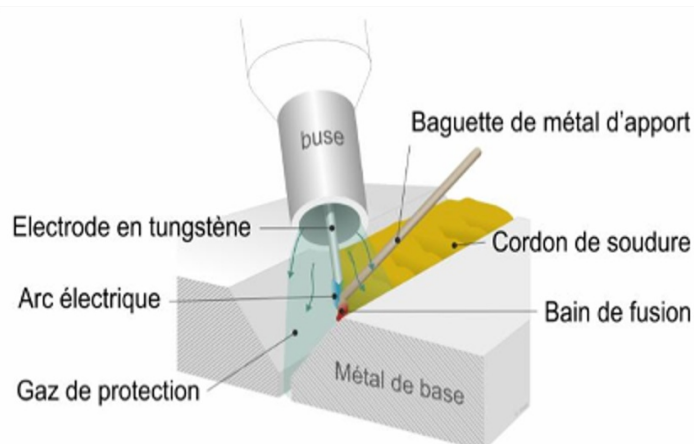
Les assemblages témoins sont des assemblages réalisés dans les mêmes conditions, par les mêmes soudeurs, au même moment et avec les mêmes produits que les assemblages soudés qui ont été installés sur la centrale. Ils ont pour objectif d'apporter des garanties quant à la maîtrise dans le temps des procédés de soudage.

Le « **vieillissement sous déformation** » se produit par nature dans les zones fondues par soudage du fait des effets thermomécaniques des passes successives de soudage. Cet effet est plus important dans les passes de racines des soudures épaisses qui sont soumises aux contraintes qu'induit le retrait des passes supérieures.

Le **matériel d'apport** est constitué d'une tige métallique de diamètre variable dont la composition est en cohérence avec celle du métal que l'on soude. Lors du soudage, ce métal fusionne et constitue un ajout de matière lors de la formation du cordon de soudure.

Caractérisation des propriétés de ténacité des soudures réalisées sur les tuyauteries VVP au droit des traversées de l'enceinte de confinement

Les soudures des tuyauteries VVP réalisées au droit des traversées de l'enceinte de confinement du réacteur ont été préfabriquées en usine. Le mode opératoire de soudage comprend la réalisation manuelle d'un certain nombre de passes depuis la racine avec un procédé TIG1, puis la réalisation de passes de remplissage avec le procédé fil-flux².



Principe du soudage TIG

Le procédé de soudage « TIG » (Tungsten Inert Gas)

La qualification de ce mode opératoire effectuée en 2011 couvre la réalisation de certaines soudures des tuyauteries VVP, notamment celles au droit des traversées, ainsi que des soudures du circuit ARE 3 [Alimentation normale des générateurs de vapeur]. Les exigences techniques pour les soudures du circuit ARE sont toutefois moins élevées que pour les soudures en exclusion de rupture des tuyauteries VVP. Six assemblages témoins ont été réalisés au cours de la fabrication qui s'est déroulée de 2012 à 2014.

Des éprouvettes de résilience ont été prélevées sur ces assemblages témoins et les valeurs d'énergie de rupture en flexion obtenues à 0°C, entre 80 J et 49 J en valeur moyenne, sont en deçà de la valeur spécifiée de 100 J. Cet écart a conduit EDF à proposer une démarche en deux étapes, eu égard au risque de rupture brutale des soudures au droit des traversées VVP :

- * la première étape consiste à estimer, de manière conservative, les propriétés mécaniques du matériau des soudures réalisées, notamment l'évolution de la ténacité en fonction de la température ;

- * la seconde étape consiste à évaluer le risque d'amorçage d'un défaut postulé, compte tenu des propriétés mécaniques issues de la première étape, pour juger du caractère suffisamment ductile et tenace du matériau.

L'amorçage est la première étape de la formation de défaut (fissure) dans un matériau.

Pour la première étape de sa démarche, EDF propose d'effectuer des mesures de résilience et de ténacité sur des éprouvettes prélevées dans des assemblages témoins des soudures, dans trois soudures de tuyauteries ARE réalisées avec le même lot de matériaux d'apport du procédé fil-flux que ceux utilisés pour les soudures des tuyauteries VVP au droit des traversées et dans quatre maquettes spécialement réalisées au centre technique de Framatome. Sur la base de ces essais, EDF entend déterminer une loi

d'évolution de la ténacité en fonction de la température du matériau des soudures des tuyauteries VVP au droit des traversées, à retenir pour la seconde étape.

Les maquettes sont des assemblages similaires à ceux réalisés sur site mais qui n'ont pas forcément été réalisées dans des conditions parfaitement identiques (sociétés différentes, soudeurs différents, conditions d'environnement, ...)

Pour l'IRSN, l'obtention de valeurs de résilience inférieures aux critères du référentiel technique d'EDF défini pour les tuyauteries VVP en exclusion de rupture est avant tout le résultat d'un choix de matériaux d'apport qui n'est pas adapté à ce référentiel. La démarche d'EDF étant néanmoins de caractériser ces matériaux d'apport, l'IRSN estime nécessaire de les caractériser pour tout le domaine de validité du mode opératoire de soudage tel que mis en œuvre pour les soudures des tuyauteries VVP au droit des traversées.

A cet égard, l'IRSN considère que le programme d'essais proposé par EDF ne garantit pas la détermination, avec le haut niveau de confiance attendu pour un composant en exclusion de rupture, des valeurs minimales des propriétés mécaniques des matériaux des soudures réalisées. En effet, pour l'IRSN, les assemblages témoins des soudures de production dont dispose EDF ne couvrent pas toutes les variations des paramètres de soudage qui peuvent se produire en application du mode opératoire. En outre, les trois soudures de tuyauteries ARE qu'EDF propose d'expertiser ne sont pas réalisées selon le même référentiel que les soudures des tuyauteries VVP en exclusion de rupture. Enfin, certaines des maquettes réalisées au centre technique de Framatome ont été fabriquées avec des matériaux d'apport du procédé fil-flux différents de ceux des soudures des tuyauteries VVP au droit des traversées.

Exemple de paramètres de soudage :

- * la température
- * le diamètre du fil
- * le matériel utilisé
- * les paramètres électriques de la soudure
- * l'épaisseur de la soudure
- * la configuration de soudage (tôle, tube, ...)

Pour l'IRSN, la démarche d'EDF devrait reposer sur un ensemble d'échantillons de matière utilisant les mêmes matériaux d'apport que les soudures des tuyauteries VVP au droit des traversées et permettant de couvrir la variabilité des propriétés mécaniques qu'introduisent les matériaux d'apport et les conditions de soudage lors de la mise en œuvre. L'IRSN considère par conséquent qu'EDF devrait compléter sa base d'échantillons en ce sens. Ceci fait l'objet de la recommandation n°1 en annexe.

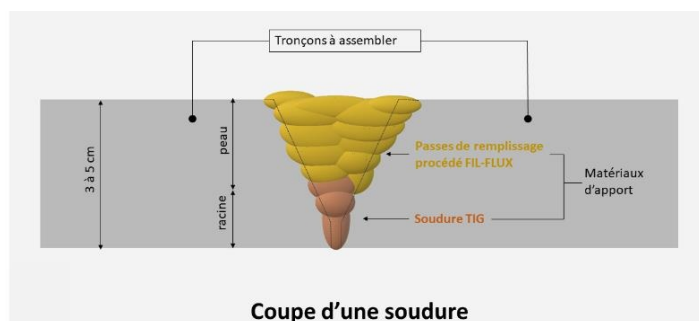
Caractérisation du phénomène de vieillissement sous déformation des matériaux d'apport des soudures de tuyauteries VVP

Les tuyauteries de vapeur principales sont réalisées en acier au carbone et au manganèse. Cet acier est sensible au phénomène de vieillissement sous déformation qui, lorsqu'il se produit, induit une fragilisation. Cette fragilisation se traduit notamment par un décalage de la température de transition fragile-ductile du matériau vers les hautes températures. Le vieillissement sous déformation a également pour conséquence une augmentation de la résistance à la traction, R_m , à haute température par rapport à celle à température ambiante.

La limite d'élasticité, en revanche, reste plus faible à haute température qu'à température ambiante. Pour des assemblages soudés, la réalisation d'un traitement thermique de détensionnement après soudage permet de limiter, en principe, les effets du vieillissement sous déformation. Ainsi, dans le dossier des matériaux de l'EPR de Flamanville, comme dans celui des réacteurs du palier N4, le vieillissement sous déformation est considéré comme étant maîtrisé compte tenu du traitement thermique de détensionnement appliqué aux soudures et de la prise en compte d'un décalage forfaitaire de la température de transition fragile-ductile de 15 °C dans les hypothèses retenues pour les analyses de mécanique.

Dans le cadre de la fabrication des tuyauteries VVP de l'EPR de Flamanville, des valeurs de la résistance à la traction R_m à haute température supérieures à celles observées à température ambiante ont été obtenues pour certains assemblages témoins des soudures réalisées sur site, ainsi que pour une soudure de la tuyauterie ARE, et ce malgré la réalisation du traitement thermique de détensionnement. EDF considère que ces résultats sont le signe que le matériau des soudures demeure sensible au phénomène de vieillissement sous déformation après le traitement thermique.

EDF propose, afin de couvrir ce résultat inattendu, de retenir un décalage forfaitaire de la température de transition fragile-ductile de 40 °C dans les hypothèses des analyses de mécanique concernant les assemblages soudés. En complément, EDF propose un programme destiné à mieux caractériser le phénomène de vieillissement sous déformation observé lors de la réalisation des soudures des tuyauteries VVP de l'EPR de Flamanville. Ce programme vise à déterminer l'évolution de la résilience de la zone fondue de l'assemblage soudé en fonction de la température, entre l'état sans vieillissement et l'état vieilli, d'une part en peau de l'assemblage soudé, d'autre part en racine. Il porte sur des maquettes réalisées avec les matériaux d'apport des soudures effectivement réalisées sur site ou des assemblages témoins de soudures. Avec ce programme, EDF entend démontrer, pour les différents matériaux d'apport présents dans les soudures, le caractère enveloppe de la valeur de 40 °C de décalage de la température de transition fragile-ductile retenue dans les analyses de mécanique.



Coupe d'une soudure

Le traitement thermique de détensionnement consiste à maintenir la soudure à une température fixée pendant une certaine durée, il permet de relaxer les tensions internes (contraintes de traction ou de compression) apparues lors du soudage.

L'IRSN considère qu'un programme d'essais visant à déterminer les propriétés mécaniques d'un matériau sensible au vieillissement sous déformation est d'autant plus facile à justifier que ce phénomène est compris et maîtrisé. Or, pour les soudures des tuyauteries VVP de l'EPR de Flamanville, un vieillissement sous déformation est observé sur des assemblages témoins de production, mais pas sur une maquette spécifiquement réalisée pour étudier le phénomène. EDF n'a pas fourni d'explication quant à l'origine de ces constats contradictoires. De même, les assemblages témoins des soudures réalisées avec le procédé fil-flux ne présentent pas d'augmentation de la résistance à la traction à haute température alors que le matériau de la soudure de la tuyauterie ARE expertisée par EDF présente une telle augmentation. Pour l'IRSN, ces constats contradictoires et l'absence d'explications de la part d'EDF font que le programme de caractérisation tel qu'envisagé par EDF à ce stade ne garantit pas de produire des résultats conservatifs. En particulier, EDF ne prévoit pas d'obtenir l'effet maximal du vieillissement en comparant l'état initial en peau de l'assemblage soudé à l'état vieilli à la racine. Ceci n'est pas satisfaisant et conduit l'IRSN à formuler la recommandation n°2 en annexe.

Conclusion

L'IRSN rappelle que la démarche d'exclusion de rupture repose sur des exigences renforcées visant à prévenir le risque de rupture d'un composant, notamment en s'appuyant sur une excellente qualité de réalisation et sur le haut niveau de confiance qui peut être accordé à cette qualité de réalisation.

L'excellence de la qualité de réalisation repose notamment sur la maîtrise et la prévention des différents modes d'endommagement. A cet égard, les nombreux écarts constatés lors de la réalisation des soudures des tuyauteries de vapeur principales de l'EPR de Flamanville conduisent EDF à proposer des actions correctives ou des justifications. De telles justifications sont ainsi prévues pour le maintien en l'état des soudures situées au droit des traversées de l'enceinte de confinement, dont une présente

un défaut plan (*Note : un défaut plan est assimilé à une fissure*).

Certaines de ces justifications ont été analysées par l'IRSN et font l'objet des recommandations en annexe. En tout état de cause, la confiance dans la qualité des soudures des tuyauteries de vapeur principales au droit des traversées de l'enceinte de confinement n'atteint pas le haut niveau attendu du fait du choix inadapté des matériaux d'apport au regard des caractéristiques mécaniques prévues à la conception et du phénomène d'appareillage non maîtrisé de vieillissement de ce matériau.

En l'état du dossier, et au terme de son expertise de la caractérisation des soudures des tuyauteries de vapeur principales au droit des traversées de l'enceinte de confinement, l'IRSN retient qu'EDF devrait, plutôt que rechercher à justifier une acceptabilité en l'état, procéder à la remise en conformité des soudures concernées, les éléments qu'il a fournis par ailleurs concluant à la faisabilité d'une telle opération.

Pour le Directeur général et par délégation,

Karine HERVIOU : Directrice des systèmes, des nouveaux réacteurs et des démarches de sûreté

Annexe 1 à l'Avis IRSN/2019-00057 du 22 mars 2019

Recommandations

Recommandation n°1 :

L'IRSN recommande que la base des échantillons constituée par EDF afin de caractériser les propriétés mécaniques minimales des soudures réalisées au moyen du procédé fil-flux soit complétée par des assemblages réalisés avec plusieurs lots de même désignation commerciale que ceux des soudures des tuyauteries VVP au droit des traversées de l'enceinte de confinement, soudés dans des conditions représentatives de la pratique industrielle et dont les paramètres de soudage auront été ajustés pour encadrer les propriétés mécaniques des soudures des tuyauteries VVP du réacteur EPR de Flamanville. Le caractère pénalisant des propriétés mécaniques résultant de l'ajustement des paramètres réalisé pour ces assemblages devra être justifié par EDF.

Recommandation n°2 :

L'IRSN recommande qu'EDF détermine le décalage de la température de transition fragile-ductile induit par le vieillissement sous déformation en comparant la température de transition déduite de la courbe de résilience de l'assemblage soudé à l'état initial en peau à celle de l'assemblage soudé à l'état vieilli en racine, et ceci dans la même section de soudage.

Annexe 2

Ductilité, résilience et ténacité

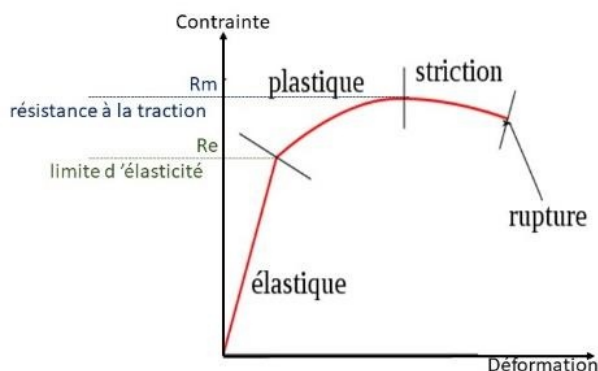
Pour vérifier les propriétés mécaniques des matériaux, on effectue des essais, à différentes températures, sur des éprouvettes prélevées sur les assemblages témoins réalisés au moment de la fabrication ou sur des maquettes. L'éprouvette est usinée en fonction de l'essai mécanique à réaliser.

Trois capacités sont mesurées :
la ductilité, la résilience et la ténacité.

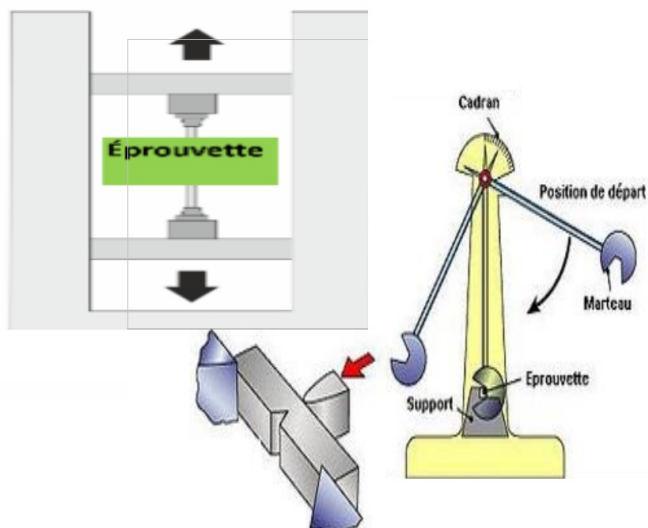
La **ductilité** désigne la capacité d'un matériau à se déformer plastiquement sans se rompre. On la mesure à partir d'essais de traction : on étire une éprouvette et on mesure son point de limite élastique et son allongement jusqu'à sa rupture.

La matière subit alors trois modes de déformation successifs :

- élastique : lorsque l'on supprime les efforts, la matière reprend sa forme initiale, la déformation est réversible ;
- plastique : lorsque l'on supprime les efforts, la matière garde une déformation résiduelle, la déformation est irréversible ;
- striction : la déformation se concentre en un endroit (du latin strictio, stringere, serrer) ; cela annonce une rupture prochaine.

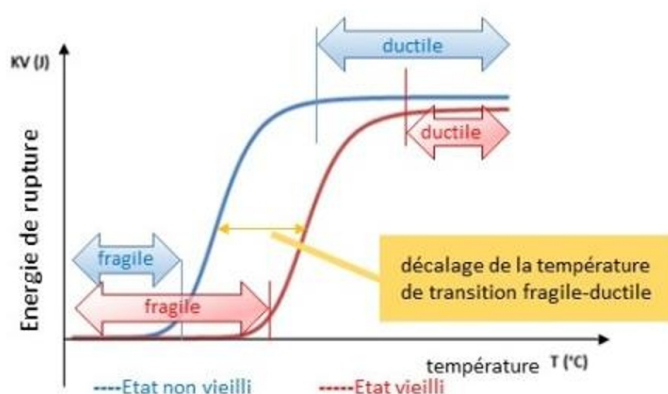


Courbe de traction à une température donnée



La **résilience** est la capacité d'un matériau à absorber de l'énergie quand il se déforme sous l'effet d'un choc en présence d'une entaille.

Cette propriété est couramment utilisée par les industriels pour évaluer la qualité d'un matériau. Pour la mesurer, on mesure l'énergie nécessaire pour casser une éprouvette constituée de ce matériau lors d'un essai de flexion par choc. Pour cela, on place l'éprouvette de résilience qui est un barreau entaillé par usinage en son milieu sur deux appuis. Un pendule est lâché d'une hauteur déterminée de façon à frapper l'éprouvette. La hauteur de remontée du pendule après le choc permet de déterminer l'énergie nécessaire pour rompre l'éprouvette. Cette énergie de rupture en flexion (valeur de résilience) est mesurée en joule. Elle dépend du type d'éprouvette et de la température d'essai.

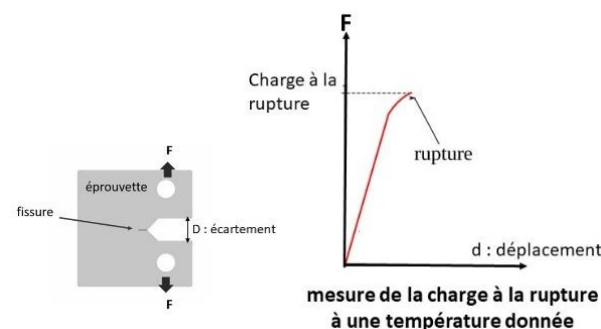


Évolution des valeurs de résilience en fonction de la température

La **ténacité** est la capacité d'un matériau à résister à la propagation d'une fissure. Pour mesurer la ténacité d'un matériau on étire progressivement une éprouvette, pré-fissurée, à ses deux extrémités et on estime alors l'énergie nécessaire à la progression de la fissure.

L'essai est réalisé à différentes températures pour évaluer l'évolution de la ténacité.

Le calcul de la ténacité est ensuite obtenu à partir d'une formule tenant compte des dimensions de l'éprouvette, de sa forme et de la charge conventionnelle à rupture.



¹ soudage à l'électrode en tungstène sous gaz inerte

² soudage à l'arc électrique à l'aide d'un fil électrode fusible dévidé par une bobine protégé par un flux aggloméré

³ le circuit ARE est le circuit principal d'alimentation en eau des générateurs de vapeur

GROUPE PERMANENT D'EXPERTS POUR LES EQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLEAIRES

Avis relatif à la démarche d'EDF de traitement des écarts affectant les soudures des lignes principales de vapeur en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville.

Réunion tenue à Montrouge le 6 juin 2019

Conformément à la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), par sa lettre CODEP-DEP-2019-011267, le Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires s'est réuni le 6 juin 2019 pour examiner, dans la continuité de sa séance des 9 et 10 avril 2019 - consacrée aux soudures situées au droit des traversées d'enceinte - la démarche de traitement des écarts affectant les soudures réalisées sur site des lignes vapeur principales en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville. Des membres du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs ont également pris part à la séance et aux travaux. Le Groupe permanent a pris connaissance des conclusions de l'examen par le rapporteur du dossier transmis par EDF et de l'avis de l'IRSN sollicité en vue de constituer son rapport. Le Groupe permanent a examiné la démarche proposée par EDF pour le traitement des écarts affectant les soudures réalisées sur site.

I. Écarts

De nombreux écarts affectant les soudures réalisées sur site des lignes vapeur principales en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville ont été identifiés et concernent notamment les caractéristiques mécaniques et de compacité du matériau des soudures.

Certains écarts interrogent sur le caractère suffisant de la qualité des soudures au regard de leur importance pour la sûreté et plus particulièrement des objectifs de la démarche d'exclusion de rupture. Il s'agit notamment de valeurs de résilience non conformes obtenues sur certains assemblages témoins de soudage, d'une sensibilité au phénomène de vieillissement sous déformation non maîtrisée, ou encore de la présence de défauts non acceptables selon les critères du code de construction.

D'autres écarts, comme ceux affectant la réalisation des qualifications de mode opératoire de soudage ou des assemblages témoins, altèrent la confiance dans l'atteinte de la qualité attendue. Certains de ces écarts constituent des écarts au référentiel d'exclusion de rupture issu de la SPN de 2005.

II. Démarche de traitement

Le Groupe permanent note que la remise en conformité partielle des soudures réalisées sur site qui sont affectées d'écarts aux spécifications du fabricant vis-à-vis de la démarche d'exclusion de rupture est prévue par EDF.

Au regard des écarts identifiés, le Groupe permanent considère qu'EDF doit apporter, tant dans l'hypothèse d'un maintien en l'état de certaines parties des soudures, que dans la mise en œuvre d'un nouveau procédé de soudage, les éléments de garantie pour répondre aux prérequis de conception et de fabrication d'une démarche d'exclusion de rupture.

III. Considérations spécifiques au procédé TIG orbital

En matière de propriétés mécaniques, le Groupe permanent note que les propriétés de résilience obtenues sur les assemblages témoins des soudures réalisées avec le procédé TIG orbital répondent aux exigences du référentiel d'exclusion de rupture.

Le Groupe permanent note par ailleurs que certaines soudures réalisées avec le procédé TIG orbital ont d'ores et déjà fait l'objet de réparations partielles alors que leur étendue, en profondeur et en extension circonférentielle, appellerait selon les critères définis par le code RCC-M dans son paragraphe S7610 une reprise complète des soudures concernées. Le Groupe permanent ne s'oppose pas à la proposition d'EDF d'une reprise partielle de ces soudures sous réserve qu'EDF apporte une justification appropriée des performances des END mis en œuvre. A cet égard, il reprend pour ces soudures, la recommandation n° 2 formulée dans l'avis du Groupe permanent référencé CODEP-MEA-2019-017616 du 11 avril 2019 portant sur les soudures réalisées en atelier. Avis et recommandations du GPESPN du 06/06/2019.

IV. Considérations spécifiques aux autres procédés de soudage

Pour l'ensemble des soudures réalisées sur site avec un autre procédé que le procédé TIG orbital, le Groupe permanent note qu'EDF prévoit de les réparer. Il note qu'EDF a prévu une nouvelle qualification d'une électrode enrobée, de dénomination commerciale Tenacito-R, pour les réparations des soudures des lignes VVP.

Le Groupe permanent considère que l'exploitant doit faire établir une qualification de mode opératoire de soudage et des prescriptions de réalisation suffisamment restrictives qui permettent de garantir l'atteinte des exigences, notamment mécaniques, spécifiées par le fabricant, dans les conditions d'utilisation prévues. Il formule ainsi la recommandation n°1 en annexe.

V. Considérations communes à l'ensemble des procédés

Compacité des soudures

Le Groupe permanent note qu'EDF prévoit, pour les soudures qui feront l'objet d'une réparation, la même organisation et les mêmes procédés de contrôles non destructifs que ceux mis en œuvre lors des derniers contrôles de fin de fabrication.

Le Groupe permanent considère que ces dispositions, satisfaisantes pour les contrôles par ultrasons, devront être précisées concernant les actions de surveillance et de contrôle pour les contrôles par ressuage et par radiographie. Il formule ainsi la recommandation n° 2 en annexe. Le Groupe Permanent considère, compte tenu de l'application voulue par l'exploitant du référentiel d'exclusion de rupture

à ces tuyauteries et aux soudures correspondantes, que la performance de ces contrôles doit être précisée, pour assurer le lien avec les dispositions ultérieures de suivi en service. Il formule à cet égard la recommandation n° 3 en annexe.

Maîtrise du phénomène de vieillissement sous déformation

Le Groupe permanent considère, compte tenu de l'impact du phénomène sur les caractéristiques et la tenue mécaniques des soudures sur site, que la maîtrise du phénomène de vieillissement sous déformation nécessite d'être assurée par des paramètres appropriés des modes opératoires utilisés (choix des métaux d'apports, paramètres des QMOS, des traitements thermique...) pour les réaliser.

Ces éléments de maîtrise doivent être en cohérence avec les dispositions prises au titre de la conception (décalage forfaitaire postulé pour la transition fragile/ductile pour lequel l'exploitant retient actuellement une valeur de 40 °C). Au sujet de cette valeur, le Groupe permanent formule la recommandation n° 4 en annexe, qui vient en complément de la recommandation n° 1 de l'avis du Groupe permanent référencé CODEP-MEA-2019-017616 du 11 avril 2019 portant sur les soudures réalisées en atelier.

Écarts de désalignement

Le Groupe permanent note que des désalignements dépassant les critères d'acceptabilité prévus par le code RCC-M sont constatés. Compte-tenu de l'impact potentiel de ces désalignements sur les performances des contrôles et sur l'amplification des contraintes locales, le Groupe permanent formule la recommandation n° 5 en annexe en vue de justifier le traitement de ces écarts pour les soudures concernées.

Maintien des passes de racine et de soutien

Le Groupe permanent note qu'EDF envisage de laisser en l'état les passes de racine et de soutien des soudures lors de leur réparation afin de minimiser le risque de désaccostage et qu'EDF considère que le maintien de ces passes n'affecte pas la résistance à la rupture brutale des soudures concernées.

Le Groupe permanent note qu'EDF justifiera cette position pour les passes de racine et de soutien, constituées du métal d'apport de désignation commerciale EMk35Cr, allant jusqu'à 10 mm, en démontrant la conformité de ce métal d'apport au référentiel d'exclusion de rupture. Il note que, pour l'autre métal d'apport, de désignation commerciale EML5, susceptible de constituer les passes de racine et de soutien, dont les épaisseurs seront limitées à 5 mm, EDF justifiera leur maintien en l'état par une démonstration de leur influence négligeable sur la tenue mécanique des soudures concernées à la rupture brutale.

De plus, le Groupe permanent considère que l'exploitant doit prendre en compte, dans son programme de suivi en service, la teneur faible en chrome dans les passes de racine et de soutien des soudures.

Le Groupe permanent note enfin qu'EDF apportera les justifications précédentes en tenant compte de la présence éventuelle de dépôts résiduels d'électrodes enrobées après affouillement.

Sous les réserves exprimées dans le présent avis et les recommandations qui l'accompagnent, le Groupe permanent

estime que le traitement des écarts proposé par EDF pour les soudures réalisées sur site est acceptable, tout en soulignant que ce traitement ne permettra pas d'obtenir la qualité initialement visée.

Annexe : recommandations du Groupe permanent

Recommandation n° 1

Le Groupe permanent considère que l'exploitant doit justifier que les assemblages soudés réalisés pour la qualification de l'électrode enrobée Tenacito-R selon les dispositions du paragraphe S5000 du code RCC-M ainsi que les assemblages soudés réalisés pour la qualification du mode opératoire de soudage selon les dispositions du paragraphe S3000 du code RCC-M permettent d'atteindre les exigences mécaniques requises par le référentiel d'exclusion de rupture issu de la SPN de 2005 complété par les spécifications du fabricant.

Le Groupe permanent considère également qu'EDF doit mettre en œuvre les recommandations opératoires établies lors des qualifications selon les paragraphes S3000 et S5000 du code RCC-M.

Par ailleurs, le Groupe permanent recommande qu'EDF assure une traçabilité suffisante de la mise en œuvre de l'ensemble des recommandations opératoires susceptibles d'être mises en œuvre pour les opérations de remise à niveau.

Recommandation n° 2

Le Groupe permanent recommande qu'EDF complète le dossier décrivant les dispositions qu'il envisage pour la mise en œuvre des contrôles non destructifs à la suite des réparations et remises à niveau des soudures par les points suivants :

- les actions de surveillance et de contrôle pour les contrôles par ressuage ;
- le renforcement des actions de surveillance et de contrôle permettant de garantir que la mise en œuvre et l'interprétation des radiogrammes apportent le meilleur niveau de confiance attendu vis-à-vis de la compacité de ces soudures.

Recommandation n° 3

Le Groupe permanent recommande également qu'EDF fasse évoluer la qualification conventionnelle au sens de l'arrêté du 10 novembre 1999 pour le procédé d'END UT 36 pour intégrer une démonstration de capacité à détecter les défauts plans pour le suivi en service des tuyauteries de l'EPR en exclusion de rupture.

Recommandation n° 4

Le Groupe permanent recommande qu'EDF justifie le caractère enveloppe des 40 °C de décalage de la courbe de transition fragile/ductile qu'il a pris en compte pour couvrir le phénomène de vieillissement sous déformation ou démontre la pertinence du recours à une valeur inférieure prenant en compte les paramètres qui contribuent à ce vieillissement, ainsi que les résultats expérimentaux.

Recommandation n° 5

Le Groupe permanent recommande que l'exploitant justifie, pour les soudures impactées par un écart de désalignement, le maintien des performances de détection suffisante des contrôles volumiques et précise l'impact sur les indices de contrainte et, par leur intermédiaire, sur la prévention du dommage de déformation progressive.

Et pendant ce temps-là...

Avis n° 2019-AV-0329 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2019 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par EDF pour le projet de réacteur EPR nouveau modèle (EPR NM) et à son évolution de configuration EPR 2

L'Autorité de sûreté nucléaire,

Vu le code de l'environnement, notamment le titre IX de son livre V et son article R. 593-14 ;

Vu le code de la santé publique, notamment son article L. 1333-2 ;

Vu l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base ;

Vu la décision n° 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base ;

Vu la règle fondamentale de sûreté du 5 août 1980 relative à la prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (RFS I.2.a) ;

Vu le guide de l'Autorité de sûreté nucléaire n° 22 du 18 juillet 2017 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression ;

Vu le courrier d'EDF du 15 avril 2016 sollicitant l'avis de l'Autorité de sûreté nucléaire sur les options de sûreté du projet de réacteur EPR NM ;

Vu les courriers d'EDF référencés ENM-PPPPPP-00006-ASNDCN du 30 janvier 2018, ENM-PPPPPP-00004-ASNDCN du 31 janvier 2018, ENM-PPPPPP-00007-ASNDCN du 26 février 2018, ENM-PPPPPP-00008-ASNDCN du 26 février 2018 et ENM-PPPPPP-00003-ASNDCN du 28 février 2018 ;

Vu les courriers de l'Autorité de sûreté nucléaire référencés CODEP-DCN-2014-045577 du 24 octobre 2014, CODEP-DCN-2017-008688 du 9 mars 2017 et CODEP-DCN-2019-010454 du 27 mai 2019 ;

Vu l'avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires référencé CODEP-MEA-2018- 0004138 du 15 janvier 2018 ;

Vu les observations d'EDF en date du 31 mai 2019 ; Vu les résultats de la mise à disposition du public du dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM et de la consultation du public sur le projet du présent avis menées du 13 mai au 2 juin 2019 ;

Considérant que, par courrier du 15 avril 2016 susvisé, EDF a sollicité l'avis de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) sur le dossier d'options de sûreté, comprenant le référentiel technique de sûreté et les choix de conception, du projet de réacteur nucléaire à eau sous pression EPR NM ; qu'EDF a mis à jour ce dossier par courrier du 26 février 2018 susvisé ;

Considérant que l'Agence internationale de l'énergie atomique, l'association des responsables d'autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA) et l'ASN ont formulé des recommandations pour la conception des nouveaux réacteurs à eau sous pression ; qu'il importe que le projet de réacteur EPR NM les prenne en compte afin d'assurer la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement ; Considérant que le projet de réacteur EPR NM doit prendre en compte les enseignements tirés de la conception, de la réalisation, des

essais et des premières années de fonctionnement des réacteurs de type EPR situés en France et à l'étranger ;

Considérant que le référentiel de sûreté devra, le cas échéant, être adapté pour tenir compte des évolutions de la réglementation et des recommandations internationales au moment où sera envisagée la construction d'un réacteur de type EPR NM ;

Considérant qu'EDF a informé l'ASN par courrier du 30 janvier 2018 susvisé de son intention de faire évoluer la configuration technique retenue dans le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM ; que la majorité des options de conception de la nouvelle configuration technique retenue, appelée EPR 2, sont similaires à celles du projet de réacteur EPR NM ; que les observations formulées par l'ASN dans le présent avis sur le projet de réacteur EPR NM sont pour la plupart transposables au projet de réacteur EPR 2, rend l'avis suivant :

A. Concernant les objectifs généraux de sûreté

Les objectifs généraux de sûreté retenus pour le projet de réacteur EPR NM sont cohérents avec ceux définis par le guide du 18 juillet 2017 susvisé, qui reprend notamment les objectifs de sûreté définis en 2010 pour les nouveaux réacteurs par l'association WENRA, ce qui est satisfaisant.

L'ASN note qu'EDF a retenu les mêmes objectifs généraux de sûreté pour le projet de réacteur EPR NM que pour le réacteur EPR et que l'exigence de résistance aux agressions extrêmes d'origine naturelle a été intégrée dès la conception.

D'une manière générale, l'ASN considère que le niveau de sûreté d'un nouveau réacteur doit être, au minimum, équivalent à celui du réacteur EPR de Flamanville. Enfin, l'ASN note qu'EDF a retenu, comme objectifs associés aux évaluations des conséquences radiologiques, les valeurs limites réglementaires d'exposition annuelle des travailleurs exposés et du public. L'ASN rappelle que l'article L. 1333-2 du code de la santé publique exige l'application du principe d'optimisation des expositions des personnes aux rayonnements ionisants. L'ASN considère que ce principe doit être mis en œuvre dès la conception d'un nouveau réacteur.

B. Concernant le référentiel de sûreté

L'ASN considère que le référentiel de sûreté retenu pour le projet de réacteur EPR NM est globalement satisfaisant, notamment au regard de la réglementation, du guide du 18 juillet 2017 susvisé et des recommandations internationales.

En particulier, l'ASN considère que le référentiel de sûreté retenu n'appelle, à ce stade, pas d'observation pour ce qui concerne :

- la démarche générale de conception et les objectifs définis pour chaque niveau de défense en profondeur, au sens de l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé ;
- la démarche d'élaboration de la liste des conditions de fonctionnement de référence ;

- les caractéristiques associées aux conditions de fonctionnement avec fusion du cœur ;
- la démarche de qualification des systèmes, structures et composants aux conditions accidentelles ;
- la démarche relative aux cumuls d'agressions ;
- l'approche de sûreté pour le traitement des accidents graves ;
- la démarche de prise en compte des dimensions organisationnelles et humaines lors de la conception.

C. Concernant les options de conception

La conception du projet de réacteur EPR NM est en grande partie fondée sur celle du réacteur EPR de Flamanville. EDF a souhaité néanmoins apporter des évolutions significatives pour simplifier la conception et la construction de l'installation, comme le recours à une enceinte à simple paroi, la suppression du bâtiment des auxiliaires nucléaires ou la suppression de la possibilité de réaliser des opérations de maintenance dans le bâtiment du réacteur pendant son exploitation en puissance, ce qui obligera l'exploitant à les réaliser pendant les phases d'arrêt du réacteur. Par ailleurs, EDF a fait évoluer l'architecture des systèmes supports. En particulier, EDF prévoit une source froide diversifiée et indépendante de la source froide principale, d'une technologie différente de celle retenue pour le réacteur EPR de Flamanville. De plus, des systèmes de sauvegarde et supports sont dédiés aux accidents avec fusion du cœur.

L'ASN considère qu'il aurait été souhaitable que la prise en compte du retour d'expérience conduise à réinterroger plus largement la conception, par exemple pour réduire les risques de bipasse du confinement inhérents à la conception de certains systèmes de sûreté ou encore pour rendre plus robuste la conception de systèmes participant à la gestion à long terme des accidents avec fusion du cœur. L'ASN souligne, en outre, que des échanges approfondis entre EDF et l'ASN seront nécessaires sur la simplification de la conduite en fonctionnement normal et accidentel.

Par ailleurs, le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM prévoit l'application d'une démarche d'exclusion de rupture à certaines tuyauteries des circuits primaires et secondaires principaux.

La démarche d'exclusion de rupture appliquée aux tuyauteries consiste, dans son principe, à ne pas étudier, dans la démonstration de sûreté nucléaire, les conséquences de la rupture d'une tuyauterie parce que cette rupture est rendue extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. Ceci doit conduire à renforcer les deux premiers niveaux de la défense en profondeur mentionnée à l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, car aucune disposition n'est mise en place, au titre du troisième niveau, pour limiter les conséquences d'une défaillance des niveaux précédents. Le recours à cette démarche, structurante en termes de conception, doit être examiné dès la phase initiale de conception du réacteur.

Le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM déposé par EDF ne justifie pas suffisamment les avantages et inconvénients d'une telle démarche pour la sûreté et la radioprotection.

Par ailleurs, le dossier d'options de sûreté ne présente pas les éléments qui permettront de justifier la haute qualité de conception, de fabrication et de suivi en service de ces tuyauteries. L'ASN considère que le recours à la démarche

d'exclusion de rupture de ces tuyauteries des circuits primaire et secondaires n'est pas acceptable, à ce stade, en l'absence de ces éléments et des justifications demandées au point 4 de l'annexe 1 au présent avis. De manière plus générale, les positions de l'ASN sur les options de conception du projet de réacteur EPR NM figurent en annexe 1 au présent avis.

D. Concernant les critères de choix du site d'implantation

Le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM s'appuie, pour les paramètres liés au site d'implantation, sur des hypothèses permettant de couvrir une gamme de sites possibles en France, qui devront être actualisées une fois le site retenu. Les critères de choix du site d'implantation devront tenir compte des avantages et inconvénients potentiels en matière de protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, en particulier, en application du II de l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, en ce qui concerne les risques d'origine naturelle ou industrielle pesant sur l'installation du fait de son environnement.

E. Concernant la demande d'autorisation de création

L'article R. 593-18 du code de l'environnement dispose que « si l'installation correspond à un modèle dont les options de sûreté ont fait l'objet d'un avis de l'Autorité de sûreté nucléaire [...], la version préliminaire du rapport de sûreté identifie les questions déjà étudiées dans ce cadre, les études complémentaires effectuées et les justifications complémentaires apportées, notamment celles demandées par l'Autorité de sûreté nucléaire dans son avis. Le cas échéant, elle présente les modifications ou compléments apportés aux options ayant fait l'objet de l'avis de l'autorité ».

Par ailleurs, la demande d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base devra présenter un niveau de détail permettant, conformément aux dispositions de l'article 3.1.6 de l'annexe de la décision du 17 novembre 2015 susvisée, d'avoir la raisonnable assurance que la démonstration de sûreté nucléaire sera confirmée au moment de la remise de la version du rapport de sûreté établie pour la demande d'autorisation de mise en service de l'installation.

La demande d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base devra préciser comment ont été pris en compte les enseignements tirés de la conception, de la réalisation, des essais et des premières années de fonctionnement des réacteurs de type EPR situés en France et à l'étranger. Elle devra également démontrer la capacité de l'exploitant à détecter d'éventuels écarts qui pourraient intervenir lors de la construction avant qu'une remise en conformité ne devienne particulièrement difficile. Enfin, conformément aux dispositions de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, la demande d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base, devra identifier, parmi les activités engagées préalablement à la date de dépôt de cette demande, celles qui constituent des activités importantes pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Ce dossier devra justifier que ces dernières ont été réalisées dans le respect des dispositions définies par le titre II de cet arrêté, notamment celles relatives à la surveillance des intervenants extérieurs.

F. Concernant la durée de validité du présent avis

L'ASN considère que le présent avis reste valable en l'absence d'évolutions technologiques susceptibles d'améliorer la sûreté, d'évolution des connaissances susceptible de faire évoluer la démonstration de sûreté nucléaire, d'évènement majeur ou d'évolution de la réglementation ou des recommandations françaises et internationales.

G. EPR 2

Par courrier du 30 janvier 2018 susvisé, EDF a informé l'ASN de l'évolution de la configuration technique du projet de réacteur EPR NM vers une nouvelle configuration dénommée EPR 2.

La position de l'ASN sur les options mentionnées dans le courrier du 30 janvier 2018 susvisé figure en annexe 2 au présent avis.

Le présent avis sera complété par une lettre adressée à EDF précisant les justifications complémentaires nécessaires à une éventuelle demande d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base.

Fait à Montrouge le 16 juillet 2019.

Le collègue de l'Autorité de sûreté nucléaire,

Signé par

Bernard DOROSZCZUK

Sylvie CADET-MERCIER

Philippe CHAUMET-RIFFAUD

Lydie EVRARD

Jean-Luc LACHAUME

Annexe 1 à l'avis n° 2019-AV-0329 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2019 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par EDF pour le projet de réacteur EPR nouveau modèle (EPR NM) et à son évolution de configuration EPR 2

1 Puissance du réacteur

La puissance thermique nominale du projet de réacteur EPR NM est de 4850 MWth, soit environ 1750 MWe. Compte tenu de l'augmentation de puissance par rapport au réacteur EPR de Flamanville, certaines évolutions doivent être apportées à la conception. C'est en particulier le cas des gros composants, comme les générateurs de vapeur dont le volume doit être augmenté. Le retour d'expérience du réacteur EPR de Flamanville montre les difficultés liées à la conception et à la fabrication des gros composants des circuits primaire et secondaires principaux. L'augmentation de la taille de ces composants nécessiterait le développement de nouveaux procédés de fabrication, dont la maîtrise n'est à ce jour pas démontrée.

Par ailleurs, l'ASN considère que certaines des modifications de la conception nécessaires à l'augmentation de la puissance du cœur du réacteur sont de nature à réduire les marges de sûreté. L'ASN n'est donc pas favorable à une telle augmentation de puissance.

2 Classement de sûreté

La démarche de classement de sûreté retenue pour déterminer les exigences applicables aux structures, systèmes et composants est conforme aux recommandations du guide du 18 juillet 2017 susvisé et est satisfaisante.

Toutefois, l'ASN considère que cette démarche devra être complétée pour tenir compte des matériels dont la défaillance n'est pas postulée dans la démonstration de sûreté nucléaire alors que celle-ci pourrait conduire à des

scénarios d'agression. À cet égard, comme l'ASN l'a demandé pour le réacteur EPR de Flamanville dans son courrier du 24 octobre 2014 susvisé, un classement de sûreté approprié, comportant notamment des exigences de suivi en service adaptées, devra leur être attribué.

Par ailleurs, l'ASN considère que les dispositions nécessaires à la prévention des situations accidentelles susceptibles de conduire à des rejets importants hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations (ou situations « pratiquement éliminées ») doivent faire l'objet d'un classement de sûreté approprié, comportant notamment les exigences de conception, de qualification et de suivi en service adaptées.

L'ASN note l'engagement d'EDF d'appliquer un classement de sûreté aux fonctions nécessaires à la prévention des situations « pratiquement éliminées ». La justification du niveau de classement retenu devra faire l'objet d'échanges approfondis.

Enfin, le dossier d'options de sûreté prévoit, pour certains équipements, des dérogations à la démarche de classement de sûreté, sans apporter de justification. L'ASN considère que de telles exceptions doivent être limitées autant que possible et faire l'objet de justifications.

3 Conditions de fonctionnement de référence

L'un des objectifs généraux de sûreté poursuivi étant de limiter autant que raisonnablement possible les conséquences radiologiques des accidents, l'ASN considère que les exigences suivantes doivent être prises en compte à la conception pour les conditions de fonctionnement de catégorie 3, au sens du guide du 18 juillet 2017 susvisé :

- la fusion des pastilles de combustible au point chaud du cœur doit être évitée, au sens du guide du 18 juillet 2017 susvisé ;
- le nombre des crayons susceptibles d'entrer en crise d'ébullition doit être limité.

Par ailleurs, les exigences et les critères d'acceptation retenus relatifs à la tenue du combustible devront permettre de répondre, pour le projet de réacteur EPR NM, aux demandes relatives aux études d'accident formulées par l'ASN pour le réacteur EPR de Flamanville et à la suite de l'instruction relative aux critères de tenue du combustible menée pour les réacteurs en fonctionnement d'EDF formulées dans son courrier du 27 mai 2019 susvisé.

Enfin, l'ASN considère que, conformément à l'article 6.1.2 du guide du 18 juillet 2017 susvisé, un objectif de maintien de la sous-criticité après un arrêt automatique du réacteur doit être retenu. Un retour éventuel en criticité ne peut être admis que dans certaines situations peu fréquentes. Il doit alors être de courte durée et conduire à une puissance neutronique faible. Il doit faire l'objet d'une justification particulière.

4 Application de la démarche d'exclusion de rupture aux tuyauteries primaires et secondaires principales

Le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM prévoit l'application d'une démarche d'exclusion de rupture aux tuyauteries primaires principales et aux tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur des circuits secondaires principaux, sans justifier de manière approfondie les avantages et les inconvénients de ce choix

de conception pour la sûreté et la radioprotection prévue par l'article 5.2.4.2 du guide du 18 juillet 2017 susvisé.

Par ailleurs, le référentiel d'application de cette démarche pour le projet de réacteur EPR NM, destiné à atteindre une haute qualité de conception, de fabrication et de suivi en service et une haute confiance dans cette qualité, n'a pas été transmis à l'ASN lors de l'instruction du dossier d'options de sûreté.

L'ASN considère que la justification prévue par l'article 5.2.4.2 du guide du 18 juillet 2017 susvisé doit notamment expliciter l'impact de l'application de cette démarche sur l'installation et sur la démonstration de sûreté nucléaire. En particulier, les scénarios accidentels qui auraient dû être étudiés au titre du troisième niveau de la défense en profondeur ainsi que les dispositions qui en auraient résulté pour en limiter les conséquences devront être identifiés. Cette justification doit également permettre de juger de la nécessité de la mise en place de ces dispositions de limitation des conséquences, comme par exemple d'exutoires de pression ou de dispositifs de maintien des tuyauteries, quand bien même la démarche d'exclusion de rupture serait retenue. De plus, le retour d'expérience de la fabrication des tuyauteries des circuits secondaires principaux du réacteur EPR de Flamanville montre que l'objectif de qualité de fabrication peut ne pas être atteint ou être difficile à vérifier. Compte tenu de ces enseignements, l'ASN considère qu'EDF doit définir les modalités pour démontrer l'atteinte de l'objectif de haute qualité de conception, de fabrication et de suivi en service et de la haute confiance dans cette qualité.

Enfin, l'ASN considère que le recours à une démarche d'exclusion de rupture est conditionné à la capacité de l'exploitant de s'assurer de la correcte déclinaison opérationnelle par ses prestataires du référentiel d'exclusion de rupture. Cette démonstration doit aborder aussi bien les aspects techniques que les aspects organisationnels. Elle doit en particulier démontrer la capacité de l'exploitant à détecter d'éventuels écarts de mise en œuvre de la démarche avant qu'une remise en conformité ne devienne particulièrement difficile.

L'ASN prendra position sur l'acceptabilité du recours à une démarche d'exclusion de rupture pour les tuyauteries primaires principales et les tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur des circuits secondaires principaux après l'examen de la justification de ce choix, de son référentiel d'application et de ses modalités de mise en œuvre tenant compte des enseignements du réacteur EPR de Flamanville.

Ces éléments devront être transmis à l'ASN au plus tôt et dans tous les cas en amont d'une demande d'autorisation de création.

5 Démarche de prise en compte des agressions

5.1 Prise en compte à la conception des agressions d'origine interne

La démarche de conception de l'installation vis-à-vis des agressions d'origine interne nécessite des compléments en ce qui concerne la maîtrise des risques dus à l'incendie, à l'explosion et à l'émission de projectiles.

5.1.1 Incendie

Les principes de conception présentés dans le dossier d'options de sûreté en matière de maîtrise des risques dus à

l'incendie sont trop généraux pour pouvoir déterminer si la conception qui découlera de ces principes sera acceptable. Les études probabilistes menées pour les réacteurs en fonctionnement d'EDF montrent que le risque d'incendie est un contributeur important au risque global de fusion du cœur.

À cet égard, l'ASN considère que la conception du projet de réacteur EPR NM doit permettre de réduire les risques dus à l'incendie et leur contribution au risque global de fusion du cœur. Les principes de conception pour ce qui concerne la prévention des risques liés à l'incendie et la limitation de ses conséquences ainsi que les modalités de démonstration de la maîtrise de ces risques doivent être définis au plus tôt. L'ASN note qu'EDF s'est engagée à transmettre ces informations en amont d'une demande d'autorisation de création, ce qui est satisfaisant.

5.1.2 Explosion

Le dossier d'options de sûreté ne présente pas les dispositions de conception associées à la maîtrise du risque d'explosion.

L'ASN souligne l'importance de la conception pour la prévention des risques liés à une explosion d'origine interne et la limitation de ses conséquences.

L'ASN note qu'EDF s'est engagée à transmettre, en amont d'une demande d'autorisation de création, la démarche de maîtrise des risques liés à une explosion d'origine interne ainsi que les options de conception retenues pour prévenir ce risque et limiter ses conséquences.

5.1.3 Émission de projectiles

EDF ne prévoit pas de prendre en compte de manière systématique, comme source d'émission de projectiles internes potentiels, les défaillances de composants dits « à haute énergie », c'est-à-dire les composants dans lesquels circule un fluide sous une pression importante ou à une température élevée, lorsque leur qualité de conception et de fabrication est jugée suffisante. EDF propose d'étudier la défaillance d'un nombre limité et représentatif de ces composants.

L'ASN considère, au titre de la défense en profondeur, que l'attribution d'exigences de haute qualité de conception et de fabrication à des composants dits « à haute énergie » n'est pas une condition suffisante pour exclure leur défaillance dans le cadre des études d'agression.

5.2 Prise en compte à la conception des agressions externes

5.2.1 Chute accidentelle d'aéronef

Sur la base des considérations probabilistes prévues dans la règle fondamentale de sûreté du 5 août 1980 susvisée, le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM retient, au titre des agressions du domaine de conception de référence, la chute accidentelle d'un aéronef de l'aviation générale pour le dimensionnement de l'installation. L'évolution future de l'environnement aéronautique d'un site d'implantation ne peut être anticipée avec certitude compte tenu de la durée de vie envisagée de l'installation. De plus, la protection contre la chute d'aéronef peut difficilement être améliorée au cours de la vie d'une installation. Enfin, l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi conduit à s'interroger davantage sur les événements rares, plus sévères que ceux pris en compte dans le domaine de conception de référence de l'installation et dont les

conséquences pourraient être significativement plus importantes. L'ASN considère donc que la chute accidentelle d'un avion militaire et celle d'un avion commercial doivent être prises en compte lors de la conception d'un nouveau réacteur. L'ASN souligne à ce titre que la chute accidentelle d'un aéronef militaire a été retenue à la conception du réacteur EPR de Flamanville.

Ainsi, l'ASN considère que la chute accidentelle d'un aéronef militaire doit être prise en compte au titre des agressions du domaine de conception de référence du projet de réacteur EPR NM et que des dispositions doivent être mises en œuvre afin :

- de ne pas entraîner d'accident dans l'installation au sens de l'article 3.3.3.1.4 du guide du 18 juillet 2017 susvisé. Toute exception devra être justifiée et la situation correspondante pourra être étudiée avec des règles d'étude appropriées. Cette situation ne devra pas conduire à la nécessité de mettre en œuvre des mesures de protection des populations ;
- de garantir la disponibilité d'un ensemble d'éléments importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement permettant l'accomplissement des fonctions de sûreté en dépit de l'ensemble des effets directs et indirects de la chute accidentelle d'un avion militaire ;
- d'éviter la remise en cause des justifications d'exclusion des événements déclencheurs ;
- de permettre l'atteinte puis le maintien d'un état sûr.

En outre, sans préjudice des dispositions du code de la défense relatives à la maîtrise des conséquences des actes de malveillance, l'ASN considère nécessaire de vérifier, au titre de la sûreté nucléaire, que les mesures de protection de la population nécessaires, en cas de chute accidentelle d'un aéronef de l'aviation commerciale, sont limitées en termes d'étendue et de durée.

5.2.2 Séisme du domaine de conception étendu

- méthode pour le dimensionnement des systèmes, structures et composants

Le dossier d'options de sûreté prévoit une nouvelle démarche pour le séisme du domaine de conception étendu, fondée sur une approche probabiliste, dénommée « design extension seismic capacity » (DESC). Cette démarche a pour objectif de démontrer la capacité de certains systèmes, structures et composants à assurer leur fonction lors d'un séisme du domaine de conception étendu.

L'ASN considère que les méthodes du domaine de conception étendu doivent être fondées sur des méthodes déterministes qui représentent les phénomènes physiques étudiés ainsi que le comportement des structures. Les critères retenus peuvent tenir compte du caractère extrême de la situation étudiée. La méthode « design extension seismic capacity » n'est ainsi pas acceptable.

6 Principe d'une enceinte de confinement à simple paroi

L'enceinte de confinement du projet de réacteur EPR NM est une enceinte à simple paroi épaisse en béton précontraint. La face interne de cette enceinte est revêtue d'une peau d'étanchéité métallique.

Sans préjudice des dispositions du code de la défense relatives à la maîtrise des conséquences des actes de malveillance, l'ASN considère que le principe d'une enceinte à simple paroi épaisse est acceptable, à l'égard des fonctions de confinement et de protection contre les agressions

externes d'origine naturelle ou anthropique.

7 Systèmes de sûreté

7.1 Architecture des systèmes de sûreté

Les systèmes de sûreté du projet de réacteur EPR NM requis pour la gestion des conditions de fonctionnement de référence sont généralement organisés en trois trains de sûreté. Ceci constitue une évolution majeure par rapport à la conception du réacteur EPR de Flamanville, qui retient pour ces systèmes une architecture à quatre trains de sûreté. EDF justifie ce choix par l'abandon de l'exigence de maintenance préventive de certains systèmes de sauvegarde lorsque le réacteur est en puissance.

L'ASN considère que le principe d'une architecture à trois trains des principaux systèmes de sûreté devrait permettre de respecter les objectifs de sûreté définis dans le guide du 18 juillet 2017 susvisé. Les études de sûreté détaillées devront permettre de confirmer le bien-fondé de cette option de conception ou, le cas échéant, de définir les modifications nécessaires.

7.2 Système d'aspersion de l'enceinte de confinement

Un nouveau système d'aspersion de l'enceinte de confinement (EAS) a été défini lors de la conception du projet de réacteur EPR NM afin de maintenir, en conditions accidentelles, des conditions de pression et de température compatibles avec les profils de qualification des équipements retenus pour le réacteur EPR de Flamanville. Ce système est nécessaire compte tenu de l'augmentation envisagée de la puissance du réacteur. Ce système permet également de limiter les conséquences radiologiques en cas de brèche primaire.

7.3 Système d'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte

Le système d'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte (EVU) est conçu pour assurer le transfert de la chaleur de l'atmosphère de l'enceinte vers la source froide ultime dans les situations accidentelles avec fusion du cœur. Il constitue ainsi le dernier recours pour maintenir la pression et la température de l'enceinte à des valeurs compatibles avec le maintien de son étanchéité et les profils de qualification des équipements situés dans le bâtiment réacteur. Son fonctionnement est nécessaire sur le long terme (supérieur à un an) pour assurer la maîtrise de la fonction de confinement et prévenir des conséquences inacceptables en termes de sûreté et de radioprotection. EDF a proposé de valoriser des dispositions qui permettraient d'assurer l'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte en situation d'accident grave, en cas d'indisponibilité du système EVU.

L'ASN considère que la conception retenue par EDF devra garantir le confinement des substances radioactives en cas de défaillance du système d'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte en cas d'accident grave.

7.4 Filtration

Le fonctionnement des systèmes participant à l'évacuation de la puissance de l'enceinte (EAS, EVU) ainsi que du système d'injection de sécurité (RIS-RA) repose sur une aspiration de l'eau du réservoir (IRWST) situé en fond du bâtiment du réacteur. En cas d'accident de perte de réfrigérant primaire, des débris, provenant notamment du calorifuge et des peintures, sont générés et peuvent se retrouver dans ce réservoir. Ces débris peuvent être aspirés par les systèmes d'aspersion de l'enceinte (EAS), d'injection

de sécurité (RIS-RA) et d'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte (EVU). Des dispositifs de filtration sont donc nécessaires pour prévenir l'aspiration de ces débris, qui pourraient nuire au fonctionnement de ces systèmes. Le dimensionnement de la fonction de filtration devra tenir compte des effets physiques ou chimiques en amont et en aval des dispositifs de filtration, y compris au niveau des grilles des assemblages de combustible. Le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM indique que la détermination des termes sources de débris, nécessaires à la conception des dispositifs de filtration, est en cours. L'ASN considère que les choix de conception du réacteur doivent permettre de limiter, autant que possible, le terme source de débris, notamment en ce qui concerne les peintures et les calorifuges. Enfin, la conception de la fonction filtration et les études associées devront prendre en compte les conclusions des instructions menées sur cette thématique pour le réacteur EPR de Flamanville et pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

7.5 Risques de bipasse du confinement

Une partie des systèmes d'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte (EVU) et d'injection de sécurité (RIS-RA) est située hors de l'enceinte de confinement. Ces systèmes véhiculent de l'eau contaminée, ce qui peut conduire, en cas de brèche, à des risques de bipasse du confinement de l'enceinte.

L'ASN considère que les réflexions menées par EDF pour améliorer la conception de ces systèmes sont insuffisantes. L'ASN note qu'EDF s'est engagée, en amont d'une demande d'autorisation de création, à étudier les évolutions de conception possibles du système EVU et à analyser les avantages et inconvénients d'autres technologies.

L'ASN considère que des évolutions de conception du réacteur doivent être étudiées afin de réduire les risques de bipasse du confinement par ces deux systèmes.

7.6 Extension de la troisième barrière

L'extension de la troisième barrière de confinement est constituée des portions des circuits et des équipements associés extérieurs au bâtiment du réacteur qui véhiculent, en situation accidentelle, du fluide ou gaz radioactif issus de l'intérieur de l'enceinte. Ces portions de circuit sont pourvues d'organes d'isolement, qui constituent la limite de l'extension de la troisième barrière de confinement. EDF a prévu de collecter les fuites éventuelles de ces organes et de mettre en place des dispositions relatives au contrôle de leur étanchéité interne. Le circuit de collecte de ces fuites pourrait toutefois cheminer dans la zone non contrôlée des bâtiments périphériques.

L'ASN considère qu'EDF doit définir les dispositions de conception et d'exploitation garantissant l'étanchéité des organes limitant l'extension de la troisième barrière de confinement. En outre, le cheminement des circuits dans lesquels déboucheraient des fuites internes des organes en limite d'extension de la troisième barrière ne doit pas empêcher la réalisation des actions prévues par les procédures de conduite accidentelle et doit être compatible avec la radioprotection des travailleurs. En particulier, l'ASN considère que le cheminement, dans la zone non contrôlée des bâtiments périphériques, des circuits récoltant les fuites internes des organes en limite d'extension de la troisième barrière, doit rester une exception. Les exceptions

à ce principe devront être dûment justifiées.

7.7 Conception des soupapes du pressuriseur

Les soupapes de sûreté du circuit du pressuriseur ont pour fonction d'assurer la protection du circuit primaire contre les surpressions. Le dossier d'options de sûreté ne donne aucune information concernant la conception des soupapes de sûreté du pressuriseur du projet de réacteur EPR NM.

L'ASN considère que la conception de ces soupapes doit utiliser une technologie éprouvée et respecter le critère de défaillance unique.

7.8 Organes de dépressurisation du circuit primaire principal

Les organes de dépressurisation du circuit primaire ont pour fonction de dépressuriser le circuit en situation accidentelle (conduite dite en « gavé-ouvert ») et en accident grave (AG).

Le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM privilégie le recours à des équipements déjà qualifiés pour le réacteur EPR de Flamanville pour assurer la fonction de dépressurisation du circuit primaire principal. Compte tenu de l'augmentation de puissance, l'ouverture des deux lignes de dépressurisation du circuit primaire est nécessaire, en cas de perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, pour assurer l'efficacité de la conduite dite en « gavé-ouvert » et ainsi permettre l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur du réacteur. L'ouverture de ces lignes est réalisée par l'opérateur en salle de commande, qui doit disposer d'un temps suffisant pour réaliser cette action de manière fiable.

L'ASN note que la nécessité d'ouvrir les deux lignes de dépressurisation résulte également du choix de privilégier le recours à des équipements déjà qualifiés pour le réacteur EPR de Flamanville.

L'ASN souligne que, pour le réacteur EPR de Flamanville, l'ouverture d'une seule vanne est suffisante pour gérer, au titre du troisième niveau de la défense en profondeur, la perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, ce qui permet de disposer d'une seconde ligne de dépressurisation dédiée au quatrième niveau de la défense en profondeur.

L'ASN considère que la conception des vannes de dépressurisation du circuit primaire du projet de réacteur EPR NM doit permettre l'indépendance entre les troisième et quatrième niveaux de la défense en profondeur. Cette conception doit aussi assurer que l'opérateur dispose d'un délai suffisant pour fiabiliser l'action d'ouverture de ces vannes.

7.9 Contrôle-commande

L'architecture du contrôle-commande prévue pour le projet de réacteur EPR NM est similaire à celle du réacteur EPR de Flamanville. L'architecture générale, la déclinaison du principe de défense en profondeur et le référentiel de conception présentés dans le dossier d'options de sûreté pour le contrôle-commande n'appellent pas de remarque de l'ASN à ce stade. Des échanges techniques approfondis entre EDF et l'ASN devront toutefois avoir lieu en amont d'une demande d'autorisation de création, tout particulièrement en cas de recours à des solutions technologiques nouvelles (nouveau modèle de plateforme de contrôle-commande ou utilisation d'un nombre important de composants électroniques programmés).

8. Instrumentation du cœur du réacteur

Plusieurs évolutions de conception de l'instrumentation du cœur ont été introduites pour le projet de réacteur EPR NM par rapport à celle mise en place pour le réacteur EPR de Flamanville. L'instrumentation neutronique de référence retenue pour le projet de réacteur EPR NM conduit à un taux de scrutation radiale et axiale plus limité que sur le réacteur EPR et que sur les réacteurs en fonctionnement en France. L'ASN considère que l'instrumentation neutronique de référence du cœur prévue pour le projet de réacteur EPR NM ne permet pas de disposer d'informations suffisamment précises sur la distribution de puissance interne au cœur et ne répond pas aux dispositions du guide du 18 juillet 2017 susvisé, ce qui n'est pas acceptable. Un système de mesure des positions de chaque grappe de commande a été retenu dans la conception du projet de réacteur EPR NM. Les signaux délivrés par ce système sont utilisés pour des fonctions de protection et de surveillance du réacteur. Il permettrait de détecter et de protéger le cœur lors de certains transitoires dissymétriques de réactivité faisant intervenir des mouvements de grappes, avec un déclenchement automatique de l'arrêt automatique du réacteur dès leur détection. L'ASN considère que ce système est indispensable pour le projet de réacteur EPR NM dans la mesure où, contrairement au réacteur EPR de Flamanville, les collecteurs implantés dans le cœur du projet de réacteur EPR NM ne peuvent pas contribuer à la protection du cœur contre les accidents de réactivité dissymétriques dus à un mouvement intempestif de grappes.

9. Piscine de désactivation du combustible usé

9-1 Règles d'étude pour les accidents affectant la piscine de désactivation du combustible usé.

L'ASN note que, contrairement aux études du domaine de conception de référence associées à la chaudière, les études relatives à l'entreposage et à la manutention de combustible ne cumulent pas systématiquement un manque de tension électrique externe avec un événement initiateur, un aggravant et une indisponibilité pour maintenance préventive. Ce cumul n'est réalisé que lorsque la défaillance postulée comme événement initiateur affecte un équipement non dimensionné au séisme de référence.

Le guide du 18 juillet 2017 susvisé rappelle qu'« une bonne pratique de conception est d'étudier les conditions de fonctionnement de référence, à l'exception de celles qui résultent d'une action humaine, en postulant leur cumul avec la perte des alimentations électriques externes. ». L'absence de cumul d'un manque de tension électrique externe dans ces études pourrait conduire à ne pas requérir d'alimentation électrique de secours pour l'ensemble des moyens permettant de gérer les accidents étudiés dans ce domaine. Par ailleurs, le guide du 18 juillet 2017 susvisé dispose que « dans les études retenant ce cumul seuls les EIP1 qui restent opérationnels pendant ou après la survenue d'un séisme peuvent être retenus dans la démonstration de sûreté nucléaire ». La mise en œuvre de pratiques différentes devra être justifiée par l'atteinte des mêmes objectifs. Par ailleurs, certaines situations accidentelles étudiées dans le domaine de conception de référence pourraient conduire, temporairement, à l'ébullition de l'eau de la piscine de désactivation du combustible usé. Ces situations doivent être

limitées et justifiées et ne doivent pas conduire au découvrage des assemblages de combustible.

En outre, l'ASN note que, pour les conditions de fonctionnement de référence relatives à la piscine de désactivation du combustible usé, le critère retenu dans les études pour la définition de l'état sûr est l'absence d'ébullition, ce qui est satisfaisant.

9.2 Conception

EDF retient pour le projet de réacteur EPR NM des options de conception qui visent à rendre extrêmement improbables, avec un haut niveau de confiance, les situations de fusion de combustible entreposé dans la piscine de désactivation du combustible.

L'ASN considère que, dans l'état actuel des connaissances, l'approche d'EDF est acceptable. Les justifications concernant le caractère hautement improbable avec un haut degré de confiance du risque de fusion de combustible dans le bâtiment d'entreposage et de manutention du combustible devront faire l'objet d'une attention particulière. Des justifications sont notamment attendues concernant les ruptures de tuyauteries non isolables et la capacité des trains du système de refroidissement des piscines à démarrer en situation d'ébullition de l'eau de la piscine de désactivation du combustible usé.

L'ASN rappelle que la configuration topographique du site de Flamanville a permis de retenir, comme source ultime d'appoint en eau pour le réacteur EPR, un bassin de grande capacité qui permet de réaliser un appoint gravitaire à la piscine de désactivation de combustible usé. Cette solution, qui permet de renforcer la prévention de la fusion de combustible dans cette piscine, présente l'intérêt de s'affranchir d'équipements actifs pour son fonctionnement. L'ASN considère que cette option de conception doit être mise en œuvre si elle apparaît raisonnablement possible.

Les avantages et inconvénients des dispositions envisageables de nature à limiter les conséquences d'une fusion de combustible dans la piscine de désactivation du combustible usé ont été présentés au cours de l'instruction. Compte tenu de l'état actuel des connaissances sur les phénomènes consécutifs au dénoyage d'un ou plusieurs assemblages de combustible usé, EDF considère que la limitation des effets d'une fusion de combustible dans le bâtiment d'entreposage et de manutention du combustible n'apparaît pas raisonnablement possible.

Toutefois, l'ASN considère que la recherche d'options de conception visant la limitation des effets d'une fusion, notamment la dispersion de substances radioactives, dans le bâtiment d'entreposage et de manutention du combustible, complémentaires aux dispositions déjà prévues, doit se poursuivre.

10 Limitation de la dispersion de substances dangereuses par le sol et les eaux souterraines

La démarche de conception retenue pour le projet de réacteur EPR NM consiste à prévenir autant que raisonnablement possible le risque de dissémination d'éléments radioactifs en dehors du site par le sol et les eaux souterraines, en cas d'accident conduisant à des fuites liquides. Compte tenu de ces dispositions, EDF considère que les risques de dissémination d'éléments radioactifs sont suffisamment peu probables pour qu'il ne soit pas nécessaire de prévoir la mise en place de moyens de gestion des fuites

liquides comme, par exemple, une barrière étanche dans le sol.

L'ASN souligne que la contamination des eaux souterraines, qui peut potentiellement concerner une zone géographique très étendue, pourrait conduire à remettre en cause les objectifs visés en matière d'impact radiologique d'un accident. Par ailleurs, le retour d'expérience de l'accident de Fukushima Daiichi a mis en évidence les difficultés pour gérer les importants volumes d'eau contaminée susceptibles de résulter d'un accident grave. En outre, des pollutions des eaux souterraines résultant d'écoulements accidentels de substances dangereuses liquides ont été observées sur plusieurs réacteurs actuellement en fonctionnement.

L'ASN considère donc nécessaire de retenir, comme objectif, la limitation de la dissémination de substances dangereuses, de nature radiologique ou non, en dehors du site, par le sol et les eaux souterraines, en cas de situation accidentelle ou accidentelle conduisant à des fuites liquides. Afin de garantir le respect de l'objectif de limitation de la dissémination de substances dangereuses, des dispositions de pompage, de traitement et d'entreposage des effluents associés doivent être prévues dans l'objectif de collecter les fuites liquides liées aux bâtiments périphériques de l'îlot nucléaire.

À cet égard, l'ASN note que, lors de la construction, les conditions géotechniques locales rendent fréquemment nécessaire la réalisation d'une enceinte géotechnique pour le chantier. L'ASN souligne l'intérêt de conserver les fonctionnalités de cette enceinte lors des phases de fonctionnement et de démantèlement.

¹ EIP : élément important pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement

Annexe 2 à l'avis n° 2019-AV-0329 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2019 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par EDF pour le projet de réacteur EPR nouveau modèle (EPR NM) et à son évolution de configuration EPR 2. La configuration du projet de réacteur EPR 2 est globalement similaire au projet de réacteur EPR NM, hormis en ce qui concerne les points suivants :

- le niveau de puissance, qui est plus faible pour le projet de réacteur EPR 2 ;
 - les assemblages de combustible, qui seront identiques à ceux du réacteur EPR de Flamanville ;
 - le type de grappes de contrôle, qui sera identique à celui du réacteur EPR de Flamanville ;
 - l'instrumentation du cœur de référence et de protection, qui sera identique à celle du réacteur EPR de Flamanville.
- En particulier, EDF ne retient pas le système de mesure des positions de chaque grappe de commande pour le projet de réacteur EPR 2 ;
- le système d'aspersion de l'enceinte de confinement pour limiter la pression et la température à l'intérieur de l'enceinte de confinement en situation accidentelle qui n'est pas retenu par EDF pour le projet de réacteur EPR 2.

Tous les points de l'annexe 1 du présent avis sont applicables au projet de réacteur EPR 2, à l'exception du point 1 relatif au niveau de puissance, du point 7.1.2 relatif au système d'aspersion de l'enceinte de confinement et du point 8 relatif à l'instrumentation.

L'ASN considère que certaines options de conception du projet de réacteur EPR 2 méritent une analyse particulière :

1 Systèmes de sûreté

1.1 Système d'aspersion de l'enceinte de confinement

Le système d'aspersion de l'enceinte de confinement (EAS) introduit dans la conception du projet de réacteur EPR NM n'est pas retenu pour la conception du projet de réacteur EPR 2 compte tenu de la puissance thermique réduite de ce réacteur.

L'ASN considère que ce système permettrait de renforcer l'indépendance entre les troisième et quatrième niveaux de la défense en profondeur. L'ASN considère qu'une analyse des avantages et inconvénients pour la sûreté du maintien de ce système pour le projet de réacteur EPR 2 devra être menée.

1.2 Organes de dépressurisation du circuit primaire

EDF n'a pas transmis d'information à l'ASN sur la solution de conception envisagée pour les organes de dépressurisation du circuit primaire du projet de réacteur EPR 2.

L'ASN considère que la conception des vannes de dépressurisation du circuit primaire du projet de réacteur EPR 2 doit permettre l'indépendance entre les troisième et quatrième niveaux de la défense en profondeur. Cette conception doit aussi assurer que l'opérateur dispose d'un délai suffisant pour fiabiliser l'efficacité de la conduite dite en « gavé-ouvert ».

L'ASN souligne par ailleurs que la capacité des organes de dépressurisation du circuit primaire mérite une attention particulière de façon à garantir l'élimination pratique des séquences de fusion du cœur à haute pression.

2 Instrumentation du cœur du réacteur

Le système de mesure des positions de chaque grappe de commande introduit dans la conception du projet de réacteur EPR NM n'est pas retenu pour la conception du projet de réacteur EPR 2.

L'ASN considère que le système de mesure des positions de chaque grappe de commande constitue une avancée notable en termes de sûreté. L'ASN considère qu'une analyse des avantages et des inconvénients du maintien de ce système pour le projet de réacteur EPR 2 devra être menée.

Commentaire GSIEN :

Le premier EPR français, dit FA3, peine à atteindre les standards promis. Après le génie civil, le béton des enceintes de confinement désagrégé, le liner (déjà des soucis de soudure) laborieusement repris, le fond et le calotte de cuve ratés (couvercle à changer en 2024 et fond nécessitant un suivi en service spécifique), le système de contrôle commande épinglé, les cadenas des armoires de contrôle commande volés et les autres problèmes en cours d'instruction ASN-IRSN (détensionnement des générateurs de vapeur et du pressuriseur ratés eux aussi, boîtiers électriques obsolètes avant la mise en service...) et ceux non encore abordés voire inconnus, il nous semblerait utile de s'interroger, en deçà de la gestion des suites (rejets, déchets, démantèlement, risque d'accident...) abordée par ailleurs, quant à nos capacités à construire ce type d'engin avant d'examiner les projets de futures constructions. Ne serait-ce « on » pas, une fois de plus, en train de mettre la charrue avant les bœufs ?

AVIS DE L'ASN SUR LE DOSSIER DE SURETE DES PROJETS EPR NM ET EPR 2 ¹

NOTE DE LECTURE

Bernard Laponche – 18 septembre 2019

INTRODUCTION

L'avis de l'ASN analysé ici porte essentiellement sur le projet EPR nouveau modèle (EPR NM). Le projet EPR2, étant peu différent de celui-ci, fait l'objet de quelques commentaires, relatifs à ces différences. On présente dans cette note les principaux éléments de l'avis de l'ASN sur le dossier d'options de sûreté (DOS) de ces deux projets, sollicité par EDF en avril 2016 (EPR NM), complété en janvier 2018 (EPR2).

Nous suivons dans cette note le déroulement des paragraphes de l'avis (indiqués entre parenthèses). Les phrases en italique sont des citations tirées de l'avis. On retient du paragraphe F de cet avis, concernant la durée de validité du présent avis :

L'ASN considère que le présent avis reste valable en l'absence d'évolutions technologiques susceptibles d'améliorer la sûreté, d'évolution des connaissances susceptible de faire évoluer la démonstration de sûreté nucléaire, d'évènement majeur ou d'évolution de la réglementation ou des recommandations françaises et internationales.

Il est clair, et cela sera souligné tout au long de l'avis, que les enseignements du fonctionnement de l'EPR de Flamanville (FLA3) seront décisifs.

1. CONCERNANT LES OBJECTIFS GENERAUX DE SURETE

1.1 Considérants

En amont du paragraphe A de l'avis, deux « considérants » de l'avis sont intéressants :

- Considérant que le projet de réacteur EPR NM doit prendre en compte les enseignements tirés de la conception, de la réalisation, des essais et des premières années de fonctionnement des réacteurs de type EPR situés en France et à l'étranger ;

Et :

- Considérant que le référentiel de sûreté devra, le cas échéant, être adapté pour tenir compte des évolutions de la réglementation et des recommandations internationales au moment où sera envisagée la construction d'un réacteur de type EPR NM.

Le premier point fait référence aux réacteurs situés en France et à l'étranger. Même si l'expérience de ces derniers est évidemment intéressante (rappelons que les deux réacteurs de Taishan sont en

fonctionnement), il est évident que le retour d'expérience essentiel porte sur le réacteur EPR de Flamanville 3 dont on sait qu'il ne devrait pas démarrer avant fin 2022 selon EDF du fait de problèmes de soudures. Cela reporte forcément le jugement sur la qualité projets EPR NM et EPR2 dans la mesure où l'essentiel de leurs propriétés est basé sur celles de l'EPR de Flamanville.

Le second point est fondamental car, si l'on imagine que des réacteurs de type EPR2 pourraient être construits dans les années 2020-2030, pour une durée de fonctionnement de 60 ans, il faut envisager sérieusement les implications du deuxième considérant.

1.2 Concernant les objectifs généraux de sûreté²

- L'ASN note qu'EDF a retenu les mêmes objectifs généraux de sûreté pour le projet de réacteur EPR NM que pour le réacteur EPR et que l'exigence de résistance aux agressions extrêmes d'origine naturelle a été intégrée dès la conception ».

Et :

- D'une manière générale, l'ASN considère que le niveau de sûreté d'un nouveau réacteur doit être, au minimum, équivalent à celui du réacteur EPR de Flamanville.

Et :

- L'ASN rappelle que l'article L. 1333-2 du code de la santé publique exige l'application du principe d'optimisation des expositions des personnes aux rayonnements ionisants. L'ASN considère que ce principe doit être mis en œuvre dès la conception d'un nouveau réacteur.

On retrouve dans le premier paragraphe l'importance du retour d'expérience sur l'EPR de Flamanville et on note l'importance donnée dans cet avis de l'ASN sur la question des agressions extérieures, rendue beaucoup plus cruciale que par le passé, tant pour les agressions naturelles et leur accélération avec les bouleversements climatiques attendus que pour les agressions malveillantes liées aux nouvelles technologies (drones, cyber attaques).

Le second paragraphe indique clairement que le niveau de sûreté de l'EPR actuel (dont il faudra vérifier la pertinence), n'est pas une limite supérieure pour celle de l'EPR NM ou EPR2 mais une limite inférieure : on s'attend donc à des améliorations.

Enfin, le troisième paragraphe insiste sur la prise en compte de l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs et

des populations « dès la conception », ce qui n'a pas été suffisamment le cas par le passé (rejets de tritium par exemple).

Le paragraphe B concernant le référentiel de sûreté ne requiert pas de remarque particulière : l'ASN considère qu'il est globalement satisfaisant et n'appelle pas d'observation à ce stade pour un certain nombre de points dont l'avis donne la liste.

2. CONCERNANT LES OPTIONS DE CONCEPTION ³

2.1 Généralités

Ce paragraphe est particulièrement important car il souligne, après avoir confirmé que la conception du projet EPR NM est en grande partie fondée sur celle du réacteur EPR de Flamanville (voir notre commentaire ci-dessus), qu'EDF « a souhaité néanmoins apporter des évolutions significatives pour simplifier la conception et la construction de l'installation... », la suite de la phrase indiquant ces évolutions significatives qui dans certains cas peuvent traduire des améliorations de la sûreté mais qui correspondent surtout à un souci de réduction des coûts de la part d'EDF. Il est donc très important de s'assurer qu'il n'y a, en aucun des cas, baisse du niveau de la sûreté.

Comme remarques générales de l'ASN, on note :

- L'ASN considère qu'il aurait été souhaitable que la prise en compte du retour d'expérience conduite à réinterroger plus largement la conception, par exemple pour réduire les risques de bipasse du confinement inhérents à la conception de certains systèmes de sûreté ou encore pour rendre plus robuste la conception de systèmes participant à la gestion à long terme des accidents avec fusion du cœur.

On peut se poser la question : n'est-il pas possible pour EDF, au vu des délais qui s'allongent du fait du retard de l'EPR de Flamanville, de répondre à la question posée par l'ASN ?

Un deuxième paragraphe de l'avis traite de la question cruciale de « l'exclusion de rupture » que nous abordons plus loin.

2.2 Points particuliers

Les positions de l'ASN sur les options de conception du projet de réacteur EPR NM figurent en annexe 1 de l'avis et nous examinons ici celles qui nous paraissent les plus significatives.

Puissance du réacteur
Ici encore pour des considérations économiques, la puissance thermique de l'EPR NM (4850 MW) serait supérieure à celle de l'EPR de Flamanville (environ 4500 MW).

Commentaire de l'ASN :

Le retour d'expérience du réacteur EPR de Flamanville montre les difficultés liées à la conception et à la fabrication des gros composants des circuits primaire et secondaires principaux. L'augmentation de la taille de ces composants nécessiterait le développement de nouveaux procédés de fabrication, dont la maîtrise n'est à ce jour pas démontrée.

Et son opinion sur ce choix :

Par ailleurs, l'ASN considère que certaines des modifications de la conception nécessaires à l'augmentation de la puissance du cœur du réacteur sont de nature à réduire les marges de sûreté. L'ASN n'est donc pas favorable à une telle augmentation de puissance.

Jugement sans appel : EDF propose maintenant l'EPR2 dont la puissance thermique (4590 MW) est voisine de celle de l'EPR de Flamanville.

Enceinte de confinement

Le réacteur EPR possède une enceinte de confinement composée de deux parois de béton : une paroi externe en béton armé et une paroi interne en béton précontraint, recouverte intérieurement d'une peau métallique (liner). Chacune de ces parois a une épaisseur de 1,3 mètre. Cette configuration paraissait nécessaire pour résister à des accidents internes et à des atteintes extérieures telles que les chutes d'avion.

L'enceinte de confinement du projet EPR NM est une enceinte à simple paroi épaisse en béton précontraint (dimension non indiquée) dont la face interne est revêtue d'une peau d'étanchéité métallique.

L'ASN écrit :

Sans préjudice des dispositions du code de la défense relatives à la maîtrise des conséquences des actes de malveillance, l'ASN considère que le principe d'une enceinte à simple paroi épaisse est acceptable, à l'égard des fonctions de confinement et de protection contre les agressions externes d'origine naturelle ou anthropique.

On aimerait avoir une explication sur cette importante modification.

Instrumentation du cœur du réacteur

L'instrumentation neutronique de référence retenue pour le projet de réacteur EPR NM conduit à un taux de scrutation radiale et axiale plus limité que sur le réacteur EPR et

que sur les réacteurs en fonctionnement en France. L'ASN considère que l'instrumentation neutronique de référence du cœur prévue pour le projet de réacteur EPR NM ne permet pas de disposer d'informations suffisamment précises sur la distribution de puissance interne au cœur et ne répond pas aux dispositions du guide du 18 juillet 2017 susvisé, ce qui n'est pas acceptable.

Récupérateur de corium

Dans le réacteur EPR en construction à Flamanville, une innovation importante destinée à améliorer la sûreté est constituée d'un « récupérateur » de corium situé au fond de l'enceinte de confinement, permettant de recueillir et de refroidir le cœur fondu (corium) après le percement éventuel du fond de cuve du fait de la fusion du cœur.

L'IRSN décrit ainsi de façon très synthétique cette opération ⁴ :

« Le « récupérateur » de combustible fondu est constitué d'une chambre d'étalement présentant une grande surface (environ 170 m²) avec un système d'injection d'eau permettant de refroidir le plancher métallique de cette chambre et de recouvrir d'eau le corium étalé. La chambre d'étalement n'est pas située directement sous la cuve pour éviter tout risque d'endommagement par les morceaux du fond de cuve et par le corium lors de la percée du fond de la cuve ; le puits de cuve communique avec la chambre d'étalement au moyen d'un canal de décharge dont les parois en zircone facilitent l'écoulement du corium.

Avant de s'écouler dans le canal de décharge vers la chambre d'étalement, le corium est collecté dans le fond du puits de cuve qui comporte un système d'ouverture, appelé « porte fusible », donnant accès au canal de décharge. Une fois la porte fusible fondue par le corium, le mélange corium-béton s'écoule dans la chambre d'étalement. Pour éviter une explosion de vapeur lors de cette coulée, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'entrée d'eau dans la chambre d'étalement avant l'arrivée des matériaux fondus. La coulée de corium s'étale en quelques dizaines de secondes après l'apparition d'une brèche dans la porte fusible et active l'injection d'eau qui recouvre le corium après plusieurs minutes ».

On voit que le système est complexe et doit assurer en particulier que le risque d'explosion de vapeur soit totalement écarté.

Dans le projet EPR NM, EDF retient

l'installation d'un récupérateur de corium mais précise :

« Sur la base du retour d'expérience des projets EPR en cours, la conception de récupération et de stabilisation du corium est optimisée pour le projet EPR NM. L'objectif est de permettre une fabrication et une installation plus simples, tout en préservant le même niveau de sûreté » ⁵.

On constate ici encore le souci de simplification, parfaitement compréhensible mais acceptable à condition que la sûreté soit, sinon améliorée, du moins égale.

Curieusement, le dispositif du « système de récupération et de stabilisation » prévu par EDF pour le projet EPR NM n'est pas mentionné dans l'avis de l'ASN.

3. LA PRISE EN COMPTE DES AGRESSIONS ⁶

Cette question nous paraît particulièrement importante car, depuis la conception du réacteur EPR dans les années 1990, la nature, l'amplitude et la fréquence des agressions ont considérablement évolué et continueront de l'être.

3.1 Les agressions d'origine interne

Sur trois points, le jugement de l'ASN est sévère :

- Incendie :

Les principes de conception présentés dans le dossier d'options de sûreté en matière de maîtrise des risques dus à l'incendie sont trop généraux pour pouvoir déterminer si la conception qui découlera de ces principes sera acceptable.

- Explosion :

Le dossier d'options de sûreté ne présente pas les dispositions de conception associées à la maîtrise du risque d'explosion.

- Emission de projectiles

EDF ne prévoit pas de prendre en compte de manière systématique, comme source d'émission de projectiles internes potentiels, les défaillances de composants dits « à haute énergie », c'est-à-dire les composants dans lesquels circule un fluide sous une pression importante ou à une température élevée, lorsque leur qualité de conception et de fabrication est jugée suffisante. EDF propose d'étudier la défaillance d'un nombre limité et représentatif de ces composants.

L'ASN considère, au titre de la défense en profondeur, que l'attribution d'exigences de haute qualité de conception et de fabrication à des composants dits « à haute énergie » n'est pas une condition suffisante pour exclure leur défaillance dans le cadre

des études d'agression.

3.2 Les agressions externes

L'avis de l'ASN ne traite que deux sujets : la chute accidentelle d'aéronef et le séisme.

Cela nous paraît très restrictif : il faudrait au moins distinguer les agressions externes naturelles et les agressions externes accidentelles ou malveillantes.

Agressions externes naturelles

La question des séismes est traitée dans l'avis de l'ASN (annexe 1, 5.2.2) :

Le dossier d'options de sûreté prévoit une nouvelle démarche pour le séisme du domaine de conception étendu, fondée sur une approche probabiliste, dénommée « Design extension seismic capacity » (DESC). Cette démarche a pour objectif de démontrer la capacité de certains systèmes, structures et composants à assurer leur fonction lors d'un séisme du domaine de conception étendu.

L'ASN considère que les méthodes du domaine de conception étendu doivent être fondées sur des méthodes déterministes qui représentent les phénomènes physiques étudiés ainsi que le comportement des structures. Les critères retenus peuvent tenir compte du caractère extrême de la situation étudiée. La méthode « Design extension seismic capacity » n'est ainsi pas acceptable.

En outre, il nous paraît indispensable que soient prises en compte les agressions naturelles dues aux bouleversements climatiques annoncés par les climatologues du GIEC et leurs conséquences sur la sûreté et le fonctionnement des « réacteurs du futur ». Cette question n'est abordée que de façon très succincte au paragraphe D du texte principal concernant les critères de choix du site d'implantation « en ce qui concerne les risques d'origine naturelle ou industrielle ».

En effet, cette question est fondamentale pour apprécier la vulnérabilité de futurs EPR vis-à-vis :

- des températures extrêmes en froid ou en chaud ;
- du risque d'inondation au bord de fleuve (fortes crues) ou en bord de mer (montée des eaux) ;
- du risque de baisse de débit et, ou, de montée en température de l'eau de refroidissement au bord des fleuves.

Agressions externes aléatoires ou malveillantes

L'avis ne prend en compte que la chute accidentelle d'un avion militaire et celle d'un avion commercial.

Bien que cela relève de la sécurité et non de la sûreté et donc hors de la responsabilité de l'ASN, il est légitime que

le citoyen s'interroge sur :

- l'effet du choc frontal d'un avion gros porteur sur le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible (« piscine » des combustibles irradiés).

- Sur la vulnérabilité de l'installation à une attaque par drone ou à une cyber-attaque.

4. L'EXCLUSION DE RUPTURE

La question fondamentale de l'exclusion de rupture ⁷ pour certains équipements est abordée dans le texte principal (C) et dans l'Annexe 1 (4.) :

Par ailleurs, le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM prévoit l'application d'une démarche d'exclusion de rupture à certaines tuyauteries des circuits primaires et secondaires principaux. La démarche d'exclusion de rupture appliquée aux tuyauteries consiste, dans son principe, à ne pas étudier, dans la démonstration de sûreté nucléaire, les conséquences de la rupture d'une tuyauterie parce que cette rupture est rendue extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. Ceci doit conduire à renforcer les deux premiers niveaux de la défense en profondeur mentionnée à l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, car aucune disposition n'est mise en place, au titre du troisième niveau, pour limiter les conséquences d'une défaillance des niveaux précédents. Le recours à cette démarche, structurante en termes de conception, doit être examiné dès la phase initiale de conception du réacteur. Le dossier d'options de sûreté du projet de réacteur EPR NM déposé par EDF ne justifie pas suffisamment les avantages et inconvénients d'une telle démarche pour la sûreté et la radioprotection. Par ailleurs, le dossier d'options de sûreté ne présente pas les éléments qui permettraient de justifier la haute qualité de conception, de fabrication et de suivi en service de ces tuyauteries. L'ASN considère que le recours à la démarche d'exclusion de rupture de ces tuyauteries des circuits primaire et secondaires n'est pas acceptable, à ce stade, en l'absence de ces éléments et des justifications demandées au point 4 de l'annexe 1 au présent avis.

L'avis de l'ASN est exceptionnellement sévère vis-à-vis de cette pratique qui a été largement utilisée dans le projet EPR de Flamanville dans des conditions qui se sont avérées désastreuses : déficiences du couvercle et du fond de la cuve, soudures à refaire sur le circuit de vapeur secondaire et déficientes sur les générateurs de vapeur et le pressuriseur, tous équipements bénéficiant de l'exclusion de rupture,

comme le confirme le paragraphe 4 de l'annexe 1 :

De plus, le retour d'expérience de la fabrication des tuyauteries des circuits secondaires principaux du réacteur EPR de Flamanville montre que l'objectif de qualité de fabrication peut ne pas être atteint ou être difficile à vérifier. Compte tenu de ces enseignements, l'ASN considère qu'EDF doit définir les modalités pour démontrer l'atteinte de l'objectif de haute qualité de conception, de fabrication et de suivi en service et de la haute confiance dans cette qualité.

Enfin, l'ASN considère que le recours à une démarche d'exclusion de rupture est conditionné à la capacité de l'exploitant de s'assurer de la correcte déclinaison opérationnelle par ses prestataires du référentiel d'exclusion de rupture. Cette démonstration doit aborder aussi bien les aspects techniques que les aspects organisationnels. Elle doit en particulier démontrer la capacité de l'exploitant à détecter d'éventuels écarts de mise en œuvre de la démarche avant qu'une remise en conformité ne devienne particulièrement difficile.

L'ASN prendra position sur l'acceptabilité du recours à une démarche d'exclusion de rupture pour les tuyauteries primaires et les tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur des circuits secondaires principaux après l'examen de la justification de ce choix, de son référentiel d'application et de ses modalités de mise en œuvre tenant compte des enseignements du réacteur EPR de Flamanville. Ces éléments devront être transmis à l'ASN au plus tôt et dans tous les cas en amont d'une demande d'autorisation de création.

De façon générale, nous considérons (voir note de bas de page n°7) que la démarche de l'exclusion de rupture n'est pas acceptable sur le plan scientifique car elle présuppose que les équipements concernés sont « parfaits », ce qui est injustifiable. Certes, elle présente pour l'exploitant l'intérêt de ne pas tenir compte dans ses analyses de la défaillance possible (« il faut imaginer l'inimaginable ») de l'un de ces équipements mais elle masque la réalité de la fragilité d'un réacteur « évolutionnaire », successeur en droite ligne des réacteurs à eau sous pression et uranium enrichi des années 1960, alors que l'exigence serait aujourd'hui de réacteurs « intrinsèquement sûrs ».

C'est ainsi que l'IRSN écrit ⁸ :

« La recherche concerne les réacteurs en fonctionnement et les réacteurs futurs. Les

phénomènes de base sont les mêmes pour les réacteurs à eau sous pression actuels ou en projet. **Toutefois, dans le cas des centrales existantes, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception.** Les modifications envisageables de l'installation sont donc restreintes et les recherches menées dans ce cadre ont essentiellement pour objectif de trouver des moyens de limiter les conséquences d'un éventuel accident grave ».

Et :

Pour le futur réacteur EPR (European Pressurized water Reactor), l'Autorité de Sûreté a fixé comme objectifs de sûreté une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Des dispositions de conception spécifiques doivent être prises afin d'aboutir à une élimination pratique des accidents pouvant conduire à des rejets précoces importants et à une limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur à basse pression. Les recherches menées dans ce cadre doivent donc permettre de remplir ces objectifs.

5. LES MODIFICATIONS DANS EPR2

L'avis de l'ASN sur les modifications apportées entre EPR NM et EPR2 se trouve en Annexe 2. Rappelons que ces modifications, à part la réduction de la puissance dont nous avons parlé en 2.2, consistent en général en des « simplifications » dont la pertinence en termes de sûreté doit être prouvée par EDF.

5.1 Système d'aspersion de l'enceinte de confinement

Dans EPR NM

Un nouveau système d'aspersion de l'enceinte de confinement (EAS) a été défini lors de la conception du projet de réacteur EPR NM afin de maintenir, en conditions accidentelles, des conditions de pression et de température compatibles avec les profils de qualification des équipements retenus pour le réacteur EPR de Flamanville. Ce système est nécessaire compte tenu de l'augmentation envisagée de la puissance du réacteur. Ce système permet également de limiter les conséquences radiologiques en cas de brèche primaire.

Avis de l'ASN pour EPR2 :

Le système d'aspersion de l'enceinte de confinement (EAS) introduit dans la conception du projet de réacteur EPR NM n'est pas retenu pour la conception du projet de réacteur EPR 2 compte tenu de la

puissance thermique réduite de ce réacteur. L'ASN considère que ce système permettrait de renforcer l'indépendance entre les troisième et quatrième niveaux de la défense en profondeur. L'ASN considère qu'une analyse des avantages et inconvénients pour la sûreté du maintien de ce système pour le projet de réacteur EPR 2 devra être menée.

L'argument de la baisse de la puissance thermique (4590 W contre 4850 MW) ne paraît en effet pas suffisante pour justifier la suppression de cette mesure, considérée comme favorable pour la sûreté.

5.2 Organes de dépressurisation du circuit primaire

EDF n'a pas transmis d'information à l'ASN sur la solution de conception envisagée pour les organes de dépressurisation du circuit primaire du projet de réacteur EPR 2. L'ASN considère que la conception des vannes de dépressurisation du circuit primaire du projet de réacteur EPR 2 doit permettre l'indépendance entre les troisième et quatrième niveaux de la défense en profondeur. Cette conception doit aussi assurer que l'opérateur dispose d'un délai suffisant pour fiabiliser l'efficacité de la conduite dite en « gavé-ouvert ».

L'ASN souligne par ailleurs que la capacité des organes de dépressurisation du circuit primaire mérite une attention particulière de façon à garantir l'élimination pratique des séquences de fusion du cœur à haute pression.

5.3 Instrumentation du cœur du réacteur

Le système de mesure des positions de chaque grappe de commande introduit dans la conception du projet de réacteur EPR NM n'est pas retenu pour la conception du projet de réacteur EPR 2.

L'ASN considère que le système de mesure des positions de chaque grappe de commande constitue une avancée notable en termes de sûreté. L'ASN considère qu'une analyse des avantages et des inconvénients du maintien de ce système pour le projet de réacteur EPR 2 devra être menée.

CONCLUSIONS

1. L'ASN considère que le niveau de sûreté d'un nouveau réacteur doit être, au minimum, équivalent à celui du réacteur EPR de Flamanville (FLA3).

2. Les enseignements du fonctionnement de FLA3 seront décisifs pour porter un jugement sur EPR NM et EPR2. Il faudra donc attendre une durée de fonctionnement après le démarrage de celui-ci.

3. L'ASN considère que des améliorations

supplémentaires en termes de sûreté eussent été souhaitables. Le délai imposé par les retards de FLA3 devrait à notre avis permettre cette évolution.

4. L'augmentation de puissance du projet EPR NM par rapport à l'EPR de Flamanville est jugée par l'ASN défavorable en termes de sûreté : EDF présente dorénavant le projet EPR2 de puissance comparable à celle de FLA3.

5. L'ASN exprime des opinions défavorables, des questionnements et des manques par rapport à un certain nombre de nouvelles dispositions. On est cependant étonné de constater l'approbation du choix d'une seule enceinte alors que celui d'une double enceinte pour FLA3 avait été considéré comme un progrès de la sûreté.

6. La question du récupérateur de corium, innovation considérée comme remarquable dans FLA3, n'est pas traitée dans l'avis sur les nouveaux réacteurs.

7. La demande d'exclusion de rupture pour des équipements fondamentaux pour la sûreté est fortement mise en question par l'ASN du fait de l'expérience malheureuse de FLA3.

8. La prise en compte des agressions extérieures dans l'avis de l'ASN nous paraît insuffisante au regard des nouvelles menaces, tant sur le plan des bouleversements climatiques que sur celui des agressions malveillantes.

9. Tel que présentés, ni EPR NM ni EPR2, du fait de leur caractère « évolutionnaire » par rapport à l'exigence de sûreté intrinsèque, ne nous paraît être, du point de vue de la sûreté, acceptable comme « réacteur du XXIème siècle ».

Notes :

¹ Avis n° 2019-AV-0329 du 16 juillet 2019 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par EDF pour le projet de réacteur EPR nouveau modèle (EPR NM) et son évolution de configuration EPR 2.

² Paragraphe A du texte de l'avis.

³ Paragraphe C du texte de l'avis

⁴ Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.

⁵ EDF, dossier d'options de sûreté, volume 2 (4.2.3).

⁶ Paragraphe 5 de l'Annexe 1

⁷ Voir : « L'exclusion de rupture dans la sûreté nucléaire », B. Laponche, 13 mars 2019

⁸ « R & D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives », IRSN et CEA, La Documentation française, Paris, Janvier 2007.

Allocution de Rumina Velshi, présidente de l'autorité de sûreté nucléaire canadienne, au 7e Sommet sur les réacteurs avancés.

11 février 2020, Knoxville, Tennessee – Le texte prononcé fait foi –

Bonjour. Je suis ravie et honorée de m'adresser à vous dans le cadre de ce sommet et de partager la scène avec mon collègue, le commissaire Wright, afin de discuter de l'importance de notre collaboration à l'égard des petits réacteurs modulaires et des réacteurs avancés.

Aujourd'hui, je traiterai de deux sujets. Je veux d'abord discuter de ce que nous faisons à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (la CCSN), l'organisme de réglementation nucléaire du Canada, pour nous préparer à réglementer les réacteurs avancés et les petits réacteurs modulaires (les PRM). Je vous présenterai aussi certaines de mes réflexions sur la nécessité pour les organismes de réglementation d'explorer la possibilité d'harmoniser à l'échelle internationale les exigences concernant l'évaluation de la conception des réacteurs et la délivrance de permis.

Les efforts déployés, sur ces deux fronts, contribueront à garantir que nous, les organismes de réglementation nucléaire, n'entravons pas l'innovation et le progrès de façon inutile ou déraisonnable. L'intérêt et le dynamisme à l'égard des PRM ne cessent de grandir.

Personne ici ne sera surpris d'apprendre que les PRM sont considérés comme une innovation importante dans la lutte contre les changements climatiques. De plus, ils peuvent fournir une électricité fiable à un grand nombre de personnes partout dans le monde, en particulier dans des régions où ce service est généralement problématique. Le secteur nucléaire du Canada et les administrations partout au pays sont d'avis qu'il existe chez nous de nombreuses applications possibles pour les PRM, et ils ont élaboré ensemble la Feuille de route 2018 des PRM.

S'appuyant sur le travail et la collaboration qui ont permis d'élaborer cette feuille de route, les premiers ministres de trois provinces canadiennes ont signé en décembre 2019 un accord de coopération visant à faire progresser le développement et le déploiement des PRM.

Ces provinces considèrent les PRM comme une technologie innovante, polyvalente et évolutive, capable de produire une énergie propre et peu coûteuse, de brancher les zones rurales et éloignées, de profiter aux industries énergivores et de stimuler la croissance économique ainsi que les possibilités d'exportation.

Elles ont l'intention de mettre en place un plan stratégique pour le déploiement des PRM d'ici l'automne 2020. Le déploiement des PRM au Canada fait l'objet d'une vive impulsion. En mars 2019, la CCSN a reçu sa toute première demande de permis pour un réacteur thermique de 15 mégawatts dont la construction est proposée sur le site du campus de recherche nucléaire du Canada, aux Laboratoires de Chalk River. L'évaluation environnementale pour cette demande est en cours.

Ces développements placent notre organisation au premier plan. À titre d'organisme de réglementation du Canada, la CCSN réglementera tous les projets de PRM et de réacteurs avancés au Canada.

Il s'agit de nouvelles technologies et, comme pour beaucoup

de nouvelles technologies, certaines personnes s'inquiètent, voire craignent, leur introduction proposée. Nous en sommes conscients, et les inquiétudes face à l'inconnu sont parfaitement compréhensibles. Mais nous devons être clairs sur le fait que notre travail, en tant qu'organisme de réglementation fondé sur la science, consiste à protéger les gens et l'environnement des risques, et non des progrès.

Alors, que faisons-nous pour nous assurer que nous continuons de prioriser la sûreté, tout en étant prêts à réglementer les PRM ?

Premièrement, nous devons nous assurer d'avoir accès aux bonnes personnes, qui possèdent les compétences appropriées afin que nous soyons prêts à réglementer les innovations, et ce, quelles qu'elles soient. Cette tâche est particulièrement difficile compte tenu de l'effectif de la CCSN. Au cours des dernières années, nous avons donc mis en œuvre une initiative dynamique de renouvellement de l'effectif pour attirer de nouveaux talents et transférer à la relève l'expérience et les connaissances précieuses de notre personnel chevronné.

Ces employés seront essentiels pour faciliter notre transition entre les processus et systèmes réglementaires que nous avons utilisés, certains depuis de nombreuses années, et que nous continuons à utiliser, et les nouveaux processus et systèmes que nous mettons et mettrons en œuvre dans les années à venir.

Le deuxième élément essentiel pour nous est notre cadre de réglementation souple qui établit des attentes neutres sur le plan de la technologie. Ces attentes misent sur des décennies d'expérience et reposent sur des objectifs de sûreté fondamentaux reconnus dans le monde entier. Nous réglementons en tenant compte du risque et permettons aux demandeurs de permis d'utiliser des méthodes variées pour satisfaire à nos exigences et atteindre nos objectifs de sûreté, du moment que rien n'est laissé au hasard en ce qui concerne le dossier de sûreté.

Nous ne sommes pas prescriptifs dans nos exigences. De fait, une mission du Service d'examen intégré de la réglementation de l'AIEA, réalisée au Canada en septembre 2019, a conclu que l'orientation et les processus exhaustifs que nous offrons aux éventuels demandeurs de permis de PRM constituent une pratique exemplaire dont pourraient s'inspirer d'autres organismes de réglementation nucléaire.

Troisièmement, depuis plusieurs années déjà, nous offrons un service d'examen de la conception qui permet aux fournisseurs de relever les obstacles éventuels à l'obtention d'un permis au Canada avant même d'amorcer le processus de demande. Il s'agit aussi d'une précieuse occasion d'apprentissage pour les fournisseurs et notre personnel. J'ai le plaisir d'annoncer que 12 fournisseurs de PRM ont déjà atteint différentes étapes du processus d'examen préalable de la conception.

Quatrièmement, nous travaillons à renforcer la confiance du public. Selon les résultats d'un récent sondage, 86 % de la population canadienne est favorable à l'utilisation des PRM

comme solution de rechange aux combustibles fossiles pour la production fiable d'énergie et de chauffage à faible émission de carbone.

Nous avons récemment commandé notre propre enquête d'opinion publique sur le niveau de confiance des Canadiens dans notre organisme de réglementation. Nous attendons les résultats, qui nous aideront à cerner les domaines nécessitant une amélioration dans nos communications et nos activités de mobilisation auprès des populations autochtones et du public, afin de clarifier ou de

renforcer notre engagement indéfectible pour la sûreté.

Les PRM constituent des projets inédits. Le public s'attendra donc à ce qu'ils soient sûrs, l'exigera, même, et ce, à juste titre. Toute erreur de la part du secteur ou de l'organisme de réglementation aura comme conséquence probable l'érosion rapide du soutien public.

Cela m'amène à mon deuxième point – collaborer dans l'intérêt de la sûreté et dans un souci d'harmonisation.

Nous réalisons un travail remarquable à la CCSN, mais nous reconnaissons aussi que nous n'avons pas toutes les réponses ni des ressources illimitées. C'est d'ailleurs pour cela que nous préconisons depuis longtemps déjà une vaste collaboration internationale en matière de sûreté nucléaire.

Par exemple, nous participons au Forum des organismes de réglementation de PRM de l'AIEA et à des initiatives comme le Groupe de travail sur la réglementation des nouveaux réacteurs, sous l'égide de l'Agence pour l'énergie nucléaire. En août 2019, nous avons franchi une étape importante en signant un protocole de coopération avec la Nuclear Regulatory Commission (NRC) des États-Unis pour simplifier et améliorer la réglementation des PRM, ce qui reflète une grande harmonisation entre nos deux organismes. Nous avons déjà accompli de grands progrès dans le cadre de ce protocole, notamment en définissant un mandat et en créant un sous-comité sur les PRM et les réacteurs avancés pour gérer nos travaux. Ce sous-comité a retenu trois projets prioritaires,

notamment le partage des connaissances en matière de réglementation issues des examens techniques des conceptions, en commençant par les examens de NuScale et de Terrestrial Energy.

Il se penchera également sur l'élaboration d'orientations communes pour l'examen des demandes de permis visant de nouvelles constructions.

Je tiens d'ailleurs à féliciter la présidente Svinicki pour son leadership dans cette initiative conjointe.

Je sais que cette étroite coopération et collaboration nous seront très utiles, car les examens de technologies effectués par l'un pourront être utilisés par l'autre. Si deux organismes de réglementation parvenus à un certain degré de maturité concluent qu'ils n'ont aucune réserve à l'égard d'une conception au cours de l'examen préalable, il ne devrait y avoir que des obstacles mineurs pendant le processus d'autorisation.

Et si nous – la NRC des États-Unis et la CCSN – sommes en mesure de démontrer que cette approche fonctionne bien, alors est-il trop audacieux d'envisager la possibilité d'harmoniser éventuellement nos exigences à l'échelle mondiale, comme c'est le cas dans d'autres secteurs, notamment l'aviation civile et, plus près de chez nous, la

réglementation du transport des substances nucléaires, et les autorisations et les homologations multilatérales des colis de transport ?

Certains de mes collègues de la communauté de réglementation nucléaire pourraient être sceptiques à l'idée d'une harmonisation, et avoir plus particulièrement des inquiétudes concernant l'érosion de la souveraineté réglementaire.

Je pense que nous servirions mal nos intérêts, ainsi que ceux du public et de l'industrie si nous refusions d'envisager sérieusement, au moins, de partager nos analyses, nos essais, notre modélisation et nos recherches autant que possible.

Une collaboration plus étroite pourrait permettre de gagner du temps, de réduire le dédoublement des efforts et d'aboutir plus rapidement à de meilleures décisions qui sont éclairées, sans pour autant compromettre la sûreté. Cette collaboration pourrait soutenir nos efforts en vue d'aider les pays qui se lancent dans le nucléaire à le faire de manière responsable et efficace. Tout cela ne peut que contribuer à renforcer et à accroître la sûreté des installations que nous réglementons.

J'ai été très heureuse d'apprendre l'an dernier par le directeur général Magwood que l'Agence pour l'énergie nucléaire avait accepté d'examiner différents modèles afin de favoriser une plus grande coopération en matière de réglementation des PRM.

Dans la même veine, le Groupe des propriétaires de CANDU (COG) et l'Association nucléaire mondiale (WNA) ont mené un sondage en novembre 2019 auprès des organismes de réglementation, des gouvernements, des exploitants, des concepteurs de technologies, des associations industrielles et d'autres entités, afin de connaître leurs points de vue sur l'harmonisation internationale de la réglementation des PRM et des réacteurs avancés.

Je crois comprendre que la WNA et le COG sont sensés préparer un livre blanc sur la façon dont nous pourrions atteindre l'objectif d'un contexte réglementaire mondialisé pour l'ensemble du secteur nucléaire, où des conceptions de réacteurs normalisées, acceptées à l'échelle internationale, pourront être vastement déployées à l'échelon national sans qu'il soit nécessaire d'y apporter des modifications importantes. C'est avec grand intérêt que j'attends le dépôt de ce livre blanc.

Je crois que le moment est venu de faire preuve d'audace, d'examiner nos cadres de réglementation d'un œil critique, et d'envisager la nécessité de les remanier. Il est peut-être temps de changer nos modèles de réglementation.

Si nous ne tenons pas ces discussions, il sera impossible de nous préparer adéquatement aux exigences qui nous seront imposées. L'inaction risque aussi de limiter les progrès technologiques sur lesquels nous comptons pour nous assurer un avenir plus sain. La collaboration nous facilitera la tâche de composer de façon sûre et efficace avec les innovations que nous réserve l'avenir.

Des forums comme celui-ci nous offrent d'excellentes occasions d'examiner les enjeux importants et de promouvoir de nouvelles approches audacieuses. Merci de m'avoir donné l'occasion de vous faire part de mes réflexions aujourd'hui ».

Commentaire GSIEN de Raymond Sené et Jean-Claude Autret sur les SMR 2 (?)

Quelle emphase, le texte est dithyrambique. Laissons le ton de côté pour nous pencher sur quelques-unes des affirmations et hypothèses développées :

La présidente de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (la CCSN) présente son organisme comme « organisme de réglementation fondé sur la science », dont le « travail consiste à protéger les gens et l'environnement des risques, et non des progrès. », ..., « qui s'assure d'avoir accès aux bonnes personnes, qui possèdent les compétences appropriées »...

Nous pensons que la science est ce qu'elle est en fonction des connaissances du moment qui sont obtenues selon les budgets accordés aux recherches nécessaires à leur production.

Or, l'examen des situations (dans et hors secteur nucléaire) montre par ailleurs, car il serait osé de classer l'économie dans les sciences, qu'une priorité financière existe selon les axes de recherches poursuivis sur un même thème. Dans le domaine nucléaire, il est facile de constater que les budgets alloués au développement des activités sont de loin supérieur à ceux attribués aux recherches sur les déboires liés à ce développement.

On peut inclure à ce constat certains volets économiques qui, à ce stade, masquent des coûts délicats à chiffrer (cf rapports de la cour des comptes française sur la « gestion » des déchets, les provisions à réserver pour le démantèlement des installations, sans parler des conséquences d'un accident...). Il est à craindre, en France, qu'une bonne partie de ces coûts soit réorientée à terme vers le contribuable au profit de la chaîne production-distribution-consommation d'électricité qui verrait ses charges baisser, maintenant ainsi l'illusion d'un faible coût de l'énergie atomique.

Les « bonnes personnes » qui possèdent les compétences appropriées seraient-elles des scientifiques ou des experts ? Il est à craindre que ces derniers soient, comme la plupart d'entre nous, des personnes sensibles à :

- la notoriété,
- une rémunération substantielle de leurs activités professionnelles,
- la reconnaissance et de plus, pour les chercheurs, la publication de leurs travaux et l'obtention de bourses prestigieuses...

Il semble que dans le secteur nucléaire il soit plus facile de « réussir » une carrière quand on se situe du côté du manche qu'en déployant un regard critique sur les activités.

Pour conclure sur les aspects scientifiques, le cap à suivre doit rester celui donné par la démarche scientifique, basée sur ses principes fondamentaux que sont l'assurance du doute et son corollaire, la conservation à l'esprit des questions y compris quand des « solutions » semblent avoir été trouvées. Le tout en conservant un regard curieux sur le contexte dans lequel s'inscrit l'objet d'étude qui est proposé.

Revenons aux SMR/PRM objet de l'article.

Depuis, l'agitation va bon train dans les esprits confinés du moment. L'exemple ci-dessous, en lien avec l'article de

février, n'en est qu'un dans une longue liste qui s'élabore en coulisses...

Article New nuclear 06 octobre 2020 : « OPG advances towards SMR deployment »

Ontario Power Generation a annoncé aujourd'hui son intention d'ouvrir la voie au déploiement de petits réacteurs modulaires en faisant progresser les travaux d'ingénierie et de conception avec trois développeurs de SMR à l'échelle du réseau : GE Hitachi, Terrestrial Energy et X-energy. «OPG » s'appuie sur plus de 50 ans d'expérience nucléaire pour soutenir le développement de la technologie nucléaire sans carbone. Notre travail avec ces trois développeurs, ainsi que notre partenariat avec Global First Power et son projet SMR pour répondre aux besoins énergétiques à distance, démontre le caractère unique d'OPG position pour devenir un chef de file mondial des SMR », a déclaré le président et chef de la direction d'OPG, Ken Hartwick. "Les PRM joueront un rôle clé en aidant à revigorer l'économie de l'Ontario et en soutenant davantage la province et le Canada alors qu'ils s'efforcent d'atteindre leurs objectifs en matière de changement climatique d'électricité zéro émission."

Les « projets » foisonnent aussi chez Rolls-Royce, Rosatom, et autres industriels du secteur pour en installer en Turquie, Estonie, ...

En France nous ne sommes pas en reste selon un article du journal l'Opinion du 24 septembre 2020 qui évoque budgets de relance et projets liés à la production d'hydrogène :

« Le gouvernement a récemment dévoilé le montant du plan de relance consacré au développement de la filière industrielle de production d'hydrogène décarboné, dit « vert ». Doté de 7 milliards d'euros, il est supposé soutenir l'investissement dans la recherche et l'appui aux entreprises suffisamment capables et innovantes pour relever ce défi éminemment stratégique. Dans le cadre de France Relance, une première tranche de 2 milliards d'euros sera consacrée à cet objectif pour la période 2020-2022. »

... [avec, après une critique des possibilités, Les, La solution(s) la(es) plus prometteuse(s) !]

« La thermolyse, enfin, consiste à générer à partir de 850°C, la réaction complète se déroulant vers 2700°C, une réaction chimique qui conduit à la séparation de l'hydrogène et de l'oxygène de la molécule d'eau (H₂O). Les réacteurs à très haute température, qui font partie des pistes prometteuses de la 4e génération définie par le Forum international Génération IV dont la France est membre, sont très utiles pour produire cette thermolyse. Les réacteurs de ce type, avec une puissance de 600MW, sont trois fois plus petits que l'EPR de Flamanville et pourraient être uniquement consacrés à la production d'hydrogène. »

Le choix technique des méthodes de production n'est donc pas anodin !

« L'idée la plus logique et prometteuse serait de développer le projet ANTARES, projet de réacteur à neutrons thermiques à haute température, porté par le CEA et ORANO, en créant des réacteurs de petite taille et puissance de l'ordre de 60MW. L'avantage des petits réacteurs vient essentiellement de la baisse des coûts d'investissement et des coûts de génie civil

du fait de leur dimension. De plus, la sûreté nucléaire est aussi assurée en partie grâce à la modestie de la taille car elle implique celle de la quantité du combustible.

Exportation. L'objectif est ainsi d'obtenir un réacteur dédié à la production d'hydrogène, extrêmement sécurisé de par sa conception et facile à construire. Autre enjeu et non des moindres, son exportation. »

Rappelons à ce stade que ces « nouvelles » technologies remontent en fait aux années 1970-1980.

V. Nesterenko, scientifique Biélorusse jadis employé par le secteur militaire soviétique avant de se consacrer aux populations ayant subi de près les conséquences de l'accident du réacteur n°4 de la centrale de Tchernobyl, avait participé à la mise au point et au développement d'un prototype de SMR/PRM. La centrale Pamyr était un petit réacteur modulable manufacturé et transportable à peu près n'importe où sur la planète par une petite dizaine de camions ou de gros porteurs aériens. Ce puzzle de réacteur pouvait être assemblé et mis en fonctionnement en très peu de temps. Il semble que la Russie ait à ce jour achevé de créer un navire avec un réacteur semblable embarqué dans le but d'alimenter certaines régions reculées en énergie (chaleur et électricité).

Plus près de nous, on peut citer le projet « thermos », réacteur conçu pour produire de la chaleur, qui était dans les cartons du CEA dans les mêmes années. Il semble que la ville de Grenoble, quand elle fut administrée par un maire (ancien ingénieur issu de ce même CEA) ait été candidate à son installation pour l'installation d'un système de chauffage collectif. L'inconvénient principal d'un tel système tient au fait des arrêts de tranche pour rechargement, maintenance ou gestion d'incident qui auraient pour effet de couper le chauffage. Il aurait fallu construire au moins deux spécimens pour palier l'intermittence de production !

Notons aussi que ces petits réacteurs ressemblent aux réacteurs de recherche mis en œuvre dès le début des travaux sur la fission de l'atome. (cf Rapport com énergie 7è plan sur essais réacteurs 17 MW aux USA).

Enfin, ayant bénéficié d'un développement en nombre, citons les réacteurs des navires (sous-marins et porte-avions) qui sont équipés de modules semblables pour leur propulsion.

En allant plus loin dans le petit, nous pouvons évoquer les micro réacteurs qui ont équipé certains de nos satellites spatiaux pour

alimenter leurs appareillages sur de longues durées. Citons à ce titre le n°3 de la « revue générale nucléaire » de mai-juin 1987 qui p 288-295 nous présente un modèle de 200 kWé développé par le CEA en 1965. La miniaturisation ne connaissant pas de limites, il fût envisagé dans ces mêmes années d'équiper les logements avec des nano-réacteurs pour assurer les besoins de chauffage. On a déjà eu, dans le temps, les PMR... Pico si on veut ! : les alimentations de Pace Maker au Pu 238.

Voilà quelques éléments pour restituer de façon non exhaustive à la liste les modèles historiques qui furent projetés sinon réalisés.

La mariée est très belle décrite selon la CCSN et serait LA solution incontournable pour lutter contre le réchauffement climatique. On peut même lister en plus que le couplage « Chauffage-électricité » permettra d'améliorer sensiblement

le rendement de Carnot qui, hors polémique sur la production de gaz à effet de serre par le nucléaire, conduit nos centrales actuelles à chauffer directement la « serre » en question. Le rendement thermique des centrales n'est en effet au mieux que de 33 % environ, ce qui amène pour un réacteur de 1000 MWe à un rejet thermique de 2000 MW. La solution avait été mise en œuvre à Tchernobyl et les réacteurs chauffaient la ville de Pripyat avec un réseau de chaleur ! Ce type de « solution » présente aussi l'avantage de minimiser les effets d'intermittence du nucléaire liée aux arrêts de tranche ou arrêts d'urgence susceptibles d'occasionner les coupures de chauffage et/ou d'électricité. La construction de plusieurs petites unités permettrait en cas d'arrêt de prendre le relais avec le réacteur en rabe.

Certains problèmes dérangeants et néanmoins incontournables seraient-ils masqués derrière le texte élogieux de la présidente de l'autorité de sûreté canadienne ? Nous pouvons d'ores et déjà en lister quelques-uns :

- les déchets radioactifs qui restent obstinément sans solution à la lumière des cent pour cent d'échec de celles qui furent testées. Les coûts estimés de la future « gestion » pour atténuer les conséquences de ces échecs se présentent comme exorbitants. Ces déchets, comme d'ailleurs la production de chaleur et/ou d'électricité sont liés au nombre de fissions atomiques. Ces paramètres sont connus et la taille du réacteur n'influe pas sur la proportion et donc la quantité globale produite in fine. Rappelons ici qu'il en ira de même pour les rejets des installations.

- Les accidents qui, s'ils semblent être limités par la taille des réacteurs, risquent d'être plus « dramatiques ». Selon toute logique, la production de chaleur nécessitera leur implantation à proximité des centres urbains. Cela nous ramène à la chanson de Boris Vian : « la java des bombes atomiques » « Voilà des mois et des années que j'essaye d'augmenter la portée de ma bombe et je n'me suis pas rendu compt' que la seul' chos' qui compt' c'est l'endroit où s'qu'ell' tombe »

- Les démantèlements des installations qui se multiplieront sans qu'à ce jour on puisse citer l'un d'entre eux qui serait allé à son terme de façon satisfaisante.

- Le risque de prolifération et de dispersion des matières fissiles en serait augmenté

- ...

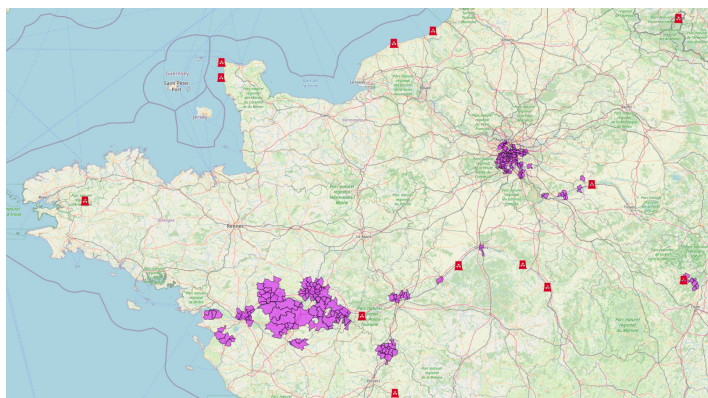
Après lecture, vous aurez compris que les promesses entrevues avec ces nouvelles technologies nous laissent un peu pantois. L'ambition affichée et l'ardeur à mettre en action les réseaux d'appui nécessaires pour élaborer les textes de cadrage qui guideront la rédaction des textes réglementaires, conseils, avis et lois nous font craindre d'être condamnés à garder en tête la question : « À quelle loi nous demandera-t-on d'obéir (et non de consentir¹) demain ?

¹ Hannah Arendt dans « Responsabilité et jugement » postule que : « L'obéissance est une vertu politique de premier ordre et sans elle aucun corps politique ne survivrait. La liberté de conscience sans restriction n'existe nulle part, car elle sonnerait le glas de toute communauté organisée. Tout cela semble si plausible qu'il faut faire un effort pour détecter le sophisme. Sa plausibilité tient à la vérité selon laquelle, comme dit Madison, « tous les gouvernements », même les plus autocratiques, même les tyrannies, « reposent sur le consentement », et l'erreur réside dans l'équation entre consentement et obéissance. Un adulte consent là où un enfant obéit ; si on dit qu'un adulte obéit, en réalité, il soutient l'organisation, l'autorité ou la loi à laquelle il prétend « obéir ».

Du tritium dans l'eau potable



Les installations nucléaires rejettent de grandes quantités de tritium. On en retrouve dans les eaux du robinet de nombreuses communes françaises. L'ACRO (Association pour le contrôle de la radioactivité dans l'ouest) a trouvé, d'après les données accessibles à l'époque (et réactualisées depuis !) sur le site web du Ministère de la santé, que « 6,4 millions de personnes sont alimentées par une eau contaminée au tritium ». L'ACRO a publié une carte « où du tritium a été mesuré dans l'eau du robinet entre 2016 et 2017 ».



Dans un premier document, l'analyse de l'Association pour la cohérence environnementale en Vienne (ACEVE), « Concerto pour clarinette et ARPE », fait le point sur « Les différentes sources de production de rejets d'une centrale nucléaire », « La technique des rejets liquides et les limitations » avec « Les zones, l'impact environnemental et sanitaire » des rejets de tritium liquide.

Dans un second document, la Commission de Recherche et d'Information Indépendantes sur la Radioactivité (CRIIRAD), décortique le seuil de potabilité défini pour le tritium : « Analyse critique du seuil de 10 000 Bq/l défini par l'OMS pour le tritium dans l'eau potable ». A ce niveau de contamination, doit-on parler de normes de protection ou de permis de polluer ?

<http://www.acro.eu.org/carteeaupotable>

CONCERTO POUR CLARINETTE ET ARPE

OUVERTURE

L'activité de 310 Bq/l (Becquerels par litre) de radioactivité en tritium mesurée dans l'eau de la Loire à Saumur en janvier 2019 constitue un écart par rapport à la limite de 140 Bq/l qui ne devrait pas être dépassée : focus sur la pollution au tritium contenue dans les effluents des cinq centrales nucléaires du bassin Loire.

EDF appelle « **clarinette** » la conduite d'évacuation de ses effluents liquides dans les cours d'eau. Pour exemple, celle de Civaux mesure 75 m de long, et 2 m de diamètre. Elle présente 5 buses d'évacuation de 48 cm de diamètre. Elle peut relâcher plusieurs m³/s d'effluents liquides dans le lit de la rivière (2 m³/s en général).

ARPE = Autorisation de Rejets et Prélèvements d'Eau. Chaque centrale est assujettie à une autorisation spéciale

accordée par les autorités de tutelle (ASN) et gouvernementales (ministères) pour effectuer les rejets liquides et gazeux de ses installations dans les cours d'eau et dans l'air. Cette ARPE répond à une demande, DARPE, déposée par EDF, qui détermine la quantité annuelle des rejets inhérents au fonctionnement des réacteurs nucléaires. L'ARPE prend donc l'aspect d'une norme alors qu'elle n'est qu'un droit à polluer l'environnement : l'air, les sols, les cours d'eau, les mers.

Les pollutions sont de nature chimique, nucléaire, et thermique ; très souvent les trois à la fois et en même temps.

PREMIER MOUVEMENT

Les différentes sources de production de rejets d'une centrale nucléaire.

Les rejets, gazeux ou liquides, proviennent principalement de l'îlot nucléaire (KER) et des circuits secondaires (SEK). Ces effluents sont

de nature chimique ou radioactive. Les tours des aéroréfrigérants provoquent des rejets thermiques. Les effluents liquides sont déversés dans les fleuves après dilution avec l'eau sortant des aéroréfrigérants. La dilution doit se faire à une proportion de 1 pour 500 minimum.

Les circuits primaires (rejets KER) contiennent des produits chimiques : acide borique, morpholine, lithine, hydrazine.... et du tritium en très grande quantité.

Les circuits secondaires, contiennent des produits chimiques : morpholine, éthanolamine, hydrazine. En cas (assez fréquents) de fuite internes dans les GV (générateurs de vapeur) le secondaire est contaminé par le primaire et devient aussi radioactif.

Les circuits de réfrigération : phosphates trisodique.

Les laveries : détergents, poussières.

Circuits divers : azote, métaux, sodium.



Les rejets thermiques proviennent du refroidissement effectué dans les tours. Un réacteur nucléaire refroidi par un fleuve exige un prélèvement d'eau de 2 m³/s dont 1 m³/s se transforme en vapeur et 1 m³/s est rejeté dans le fleuve.

Ces effluents sont d'abord stockés dans des grands réservoirs avant rejet contrôlé dans les fleuves.

Les rejets se font au rythme moyen de trois jours par semaine pour une centrale de deux réacteurs.

Le problème majeur des rejets est posé par le tritium qui se forme inévitablement dans le cœur des réacteurs et qui se présente sous forme gazeuse ou liquide (eau tritiée). On ne peut pas le filtrer. Le tritium se comporte comme l'hydrogène : il peut se lier organiquement aux molécules et pénétrer dans les tissus du monde vivant.

DEUXIEME MOUVEMENT

La technique des rejets liquides et les limitations.

Le tritium est l'effluent principal d'une centrale nucléaire. La quantité globale et la concentration dans les rejets sont réglementés et surveillés. C'est un déchet qui subit une dilution avant relâchement dans l'environnement. La quantité de tritium formé dans un réacteur nucléaire est proportionnelle à l'énergie électrique produite. Un réacteur de pallier N4 (les plus puissants) produit environ 35 TBq par an (T = Téra = mille milliards) dans son circuit primaire. Afin d'éviter l'accumulation du tritium dans l'eau primaire, celle-ci est souvent renouvelée ce qui provoque les rejets de tritium via le circuit KER. On introduit de l'acide borique dans les circuits primaires pour assurer le rôle de modérateur neutronique (absorbeur de neutrons). C'est lui qui fournit l'essentiel du tritium contenu dans les circuits primaires. Les variations de puissance demandées au réacteur nécessitent des ajustements de concentration d'acide borique. Il faut donc par moments renouveler une partie du fluide primaire par de l'eau pure, ce qui occasionne des rejets d'eau tritiée. Ces rejets sont d'abord stockés dans de grands réservoirs (750 m³). Leur radioactivité se

mesure en millions de Bq/l. Avant rejet ils sont pré-dilués dans un rapport 1/500 minimum, avec l'eau de réfrigération issue des tours. En pratique, pour l'année 2018, la centrale de Civaux a relâché 70 TBq de tritium au rythme moyen de 7 000 Bq/l au rejet.

EDF effectue ses rejets sans préavis. Ceci complique la tâche des organismes de surveillance, IRSN ou contrôles citoyens et associatifs.

Que prévoient les ARPE ?

Retenons l'exemple de Civaux pour citer des chiffres précis.

La radioactivité du rejet en tritium est limitée en fonction du débit du fleuve suivant la formule :

$A = 80 D$, où A est le débit d'activité, en Bq/s, et D le débit de la Vienne en l/s.

Les rejets ne sont normalement autorisés que si le débit de la Vienne est compris entre 27 et 400 m³/s.

Pour 27 m³/s, on a : $A = 80 \times 27\,000 = 2\,160\,000$ Bq/s. Soit 1 080 Bq/l avec un rejet à 2 m³/s.

Pour 400 m³/s on a : $A = 80 \times 400\,000 = 32\,000\,000$ Bq/s. Soit 16 000 Bq/l avec un rejet à 2 m³/s.

Les ARPE imposent donc une limite d'activité en tritium exprimée par le débit instantané en Bq/s. Or ce paramètre n'est pas mesurable, il ne peut pas être vérifié autrement que par le calcul. Par contre, au laboratoire on mesure la concentration volumique en Bq/l (après des heures ou des jours d'observations). On sait prélever des litres d'eau pour analyse, mais on ne sait pas prélever des secondes ! La concentration volumique dépend donc de la concentration instantanée initiale mais aussi des débits du rejet et du cours d'eau. La concentration volumique au rejet n'étant pas limitée, elle pourrait être très élevée pourvu que son débit soit faible. Mais dans ce cas, la pollution en zone de mélange incomplet pourrait porter une grave atteinte à l'environnement.

Les ARPE imposent que l'activité volumique du cours d'eau ne dépasse pas 140 Bq/l en moyenne journalière (et 280 en moyenne horaire) dans la **zone de bon mélange**, mais sans définir cette zone. En pratique elle se situe en aval du rejet à une distance de 6 km à Civaux (dans la Vienne) et de 12 km au Bugey (dans le Rhône). Pour la Loire à Chinon,

selon l'IRSN, les 310 Bq/l relevés à Saumur auraient pour origine un mélange incomplet observé à 22 km en aval de cette centrale !

Entre cette zone de bon mélange et la clarinette de rejet, il y a donc une **zone de mauvais mélange** dans laquelle la concentration radioactive en tritium décroît, à mesure que la dilution se fait, de quelques milliers de Bq/l à 140 Bq/l.

De plus, le long de la Loire, quatre centrales sont installées : dans l'ordre Belleville, Dampierre, St Laurent et Chinon. Leurs rejets se font « en série » et les activités volumiques se cumulent. Cela signifie aussi que les panaches de vapeur des trois dernières centrales sont polluées par les rejets radioactifs contenus dans le fleuve où elles puisent leur eau de réfrigération. En janvier 2019, il y avait 310 Bq/l à Saumur, une activité radioactive très supérieure à la norme européenne de 100 Bq/l pour l'eau destinée à la consommation.

Si chaque centrale de la Loire avait une dilution effective de ses rejets de tritium à la limite ARPE de 140 Bq/l, et si leurs rejets se cumulaient malencontreusement, on pourrait avoir une activité de $4 \times 140 = 560$ Bq/l dans la Loire en aval de Chinon, avec des rejets « réglementaires » !

Les grandes villes de la Loire (Orléans, Blois, Tours, Angers, Nantes...) puisant l'eau de consommation dans le fleuve, des centaines de milliers de personnes boivent quotidiennement de l'eau contaminée en tritium. Consommée même à faible dose, son innocuité reste à démontrer.

Les rejets thermiques

L'immense majorité des rejets thermiques dans l'atmosphère est faite par l'intermédiaire des aéroréfrigérants. En effet, du fait du faible rendement d'une centrale nucléaire (environ 1/3), les pertes thermiques représentent les 2/3 de l'énergie fournie par le réacteur. En chiffre, pour les deux tranches de Civaux à pleine puissance, quand 2900 MWe sont fournis sur le réseau électrique, 5800 MWe viennent réchauffer l'air des petits oiseaux. Une centrale électrique est avant tout un chauffage climatique. Cette pollution thermique n'est pas comptabilisée dans l'ARPE.

Les rejets thermiques par voie liquide proviennent de l'eau chaude des aéroréfrigérants à laquelle on mélange les rejets KER pour effectuer la pré-dilution. L'échauffement toléré dans la rivière est limité en fonction des débits du rejet et du cours d'eau. Il doit respecter la formule indiquée dans l'ARPE :

$$\Delta T =$$

$$(T_{\text{rejet}} - T_{\text{amont}}) (Q_{\text{rejet}} / Q_{\text{Vienne}})$$

Q sont des débits, et T les températures. Pour Civaux, l'échauffement de la rivière (ΔT) a été fixé à 2 °C, dans la **zone de bon mélange**. En amont de cette zone, l'ARPE autorise donc des températures beaucoup plus élevées puisque la formule indique qu'un rejet avec de l'eau bouillante serait possible avec un débit de la rivière supérieur à 128 m³/s, une température amont de 15 °C, et un rejet à 3 m³/s. Ce sont des conditions très ordinaires.

En conclusion, on peut voir que l'ARPE est très permissive : elle ferme les yeux sur les zones de mauvais mélanges, longues de plusieurs kilomètres, et tolère des lâchers à la clarinette fortement radioactifs et très chauds qui peuvent dans certaines circonstances dépasser largement la norme européenne de 100 Bq/l pour l'eau destinée à la consommation.

TROISIEME MOUVEMENT

Les zones, l'impact environnemental et sanitaire

En réalité, ce sont les DARPE, présentées par EDF, qui ont fait les ARPE, validées par les autorités : ASN et ministères.

Ces ARPE sont-elles conformes au Code de l'Environnement, compte tenu des zones de mauvais mélanges qui existent mais dont elles ne parlent pas ? Dans les zones de bon mélange, là où la dilution est complète, les pollutions au tritium et les pollutions thermiques sont faibles. Mais le problème des faibles doses n'est pas encore résolu : nul ne sait réellement à partir de quelle dose radioactive la santé est perturbée. On sait seulement qu'un bébé (et encore plus un fœtus) est beaucoup plus vulnérable qu'un adulte d'âge mûr.

De plus, la pollution au tritium de la

Vienne par le CNPE de Civaux est de l'ordre moyen de 50 Bq/l en période de rejet, de source EDF. Cette activité radioactive est confirmée par les mesures que l'ARS fait de l'eau du robinet à Châtellerault. Ceci démontre que les traitements de l'eau puisée dans une rivière ne peuvent pas en éliminer le tritium. Il passe intégralement du cours d'eau dans les biberons. La directive UE sur l'eau destinée à la consommation a fixé à 100 Bq/l l'activité maximale de tritium dans l'eau destinée à la consommation. Cette valeur, considérée comme un seuil d'alerte à ne pas dépasser, devrait s'appliquer également aux cours d'eau.

Quels en seront les conséquences à long terme sur la santé ? Actuellement, nul ne le sait. Le principe de précaution ne devrait-il pas s'appliquer ?

Cette pollution, à faible dose dans les zones de bon mélange, et à doses plus élevées dans les zones de mauvais mélange affecte également la flore et la faune aquatique. Elle entre dans la chaîne alimentaire le long de nos fleuves qui arrosent tous des sites nucléaires.

La France est le pays du monde le plus nucléarisé, compte tenu de sa surface, du nombre de ses habitants et de ses activités nucléaires civiles et militaires. La France est également le plus important consommateur de lévothyroxine (hormone thyroïdienne). Ceci expliquerait-il cela sachant que les iodes radioactifs attaquent la thyroïde en priorité ?

D'après le journal Le Monde, « 3 millions de personnes prennent en France de la lévothyroxine, pour soigner l'hypothyroïdie ou après une opération de cancer de la thyroïde ».

FINAL

L'affaire des 310 Bq/l de Saumur met en évidence des anomalies et des manquements graves dans la réglementation sur les rejets des centrales nucléaires, ce qui représentent des menaces pour les populations et l'environnement :

- Les DARPE et ARPE ignorent l'existence de zones de mélange, partie de la rivière comprise entre le rejet et la

zone de bon mélange. Cette zone, qui peut faire des dizaines de km, peut être qualifiée de zone de mauvais mélange (très mauvais pour la santé de la flore de la faune et des humains).

- Les ARPE n'imposent pas de limitations maximales en activité volumique de tritium en sortie de clarinette. En pratique, l'activité au rejet à Civaux est de 7 000 Bq/l en moyenne. Les limitations en débit instantané maximum vont de 0,4 à 32 MBq/s en fonction du débit de la Vienne (de 10 à 400 m³/s) ; Elles n'interdisent pas des rejets à très forte radioactivité volumique, dangereuse pour l'environnement dans la zone de mauvais mélange.
- Les périodes de rejets sont gardées secrètes par EDF, ce qui nuit à l'efficacité des contrôles.
- L'eau du robinet est polluée par le tritium. Présent dans les cours d'eau, il se retrouve intégralement dans les circuits d'eau potable de certaines villes. 100 Bq/l dans la rivière donnent 100 Bq/l au robinet. L'activité tritium de nos cours d'eau ne devraient donc jamais dépasser cette valeur fixée par la directive UE sur l'eau destinée à la consommation. Mais les ARPE ont fixé la limite maxi à 140 Bq/l.

L'affaire de Saumur montre que les rejets ne sont pas bien maîtrisés : mélangés ou pas, ils polluent l'environnement. Ils constituent avec les déchets solides un des trois dossiers noirs du nucléaire. Les deux autres étant les dangers d'accident majeur et le prix de revient excessif du kilowattheure.

Pour toutes les raisons exposées ci-dessus, la pollution par les rejets, effluents chimiques et radioactifs, doit cesser dans nos cours d'eau, comme dans l'air. Le nucléaire est une énergie sale. Il faut faire taire les clarinettes et abroger les ARPE. Nos fleuves ne sont pas des grands collecteurs d'égouts, respectons-les comme nous devons respecter toute forme de vie sur terre.

Jacques Terracher, le 21/02/2020.

Commission de Recherche et d'Information Indépendantes
sur la Radioactivité - Document explicatif - 1/7/2019
**Analyse critique du seuil de 10 000 Bq/l
défini par l'OMS
pour le tritium dans l'eau potable**



Une norme très pratique

En cas de contamination des ressources en eau par l'hydrogène radioactif (tritium), les mêmes phrases reviennent systématiquement sous la plume des exploitants, des autorités et de leurs experts : *Les concentrations en tritium mesurées dans les eaux sont sans conséquence sanitaire. Les mesures relevées sont très inférieures au seuil de potabilité de 10 000 Bq/l défini par l'Organisation Mondiale de la Santé.*

La CRIIRAD l'avait constaté dès les années 90, lorsqu'elle avait dénoncé l'impact du site nucléaire de Valduc sur plus de la moitié des eaux souterraines de la Côte d'Or. La communication officielle des années 2010 a régulièrement montré que rien n'a changé : qu'il s'agisse des contaminations détectées dans les nappes des centrales nucléaires de Bugey dans l'Ain, de Tricastin dans la Drôme ou de Cruas-Meysses en Ardèche, tous les communiqués ont affirmé que les niveaux de tritium mesurés (190 Bq/l, 340 Bq/l, 700 Bq/l ...) restaient très inférieurs au « seuil de potabilité » de l'OMS.

En 2015, EDF commente comme suit une teneur en tritium atteignant **700 Bq/l** sous la centrale nucléaire du Bugey : « *Cette présence de tritium n'a pas d'impact significatif pour l'environnement et n'a pas d'impact sanitaire sur les populations. Il faudrait qu'un adulte consomme quotidiennement, durant toute sa vie, deux litres d'eau présentant une concentration en tritium supérieure à 10 000 Bq/l pour atteindre le seuil de potabilité de l'eau.* »

C'est donc sans surprise, que la CRIIRAD a pris connaissance des commentaires de l'ASN et de l'IRSN à propos des niveaux de tritium mesurés par l'ACRO dans l'eau du robinet de Châtellerault (de 4,6 à 55 Bq/l) et dans les eaux de la Vienne (jusqu'à 67 Bq/l) et de la Loire (jusqu'à 310 Bq/l) :

L'Autorité de Sûreté Nucléaire souligne que « *les concentrations maximales en tritium relevées par l'Acro (310 becquerels par litre - Bq/L) n'entraînent pas de conséquences pour les personnes et l'environnement. L'ASN rappelle que la valeur-guide dans l'eau potable recommandée par l'OMS est de 10 000 Bq/l.* »

L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire le confirme : les niveaux de

tritium relevés par l'ACRO dans les eaux de boisson ne dépassent pas « *la référence de qualité utilisée pour le contrôle du tritium (100 Bq/L)* ». « *Ils restent très inférieurs à la valeur-guide recommandée par l'OMS (10 000 Bq/L)* ».

L'analyse de la CRIIRAD révèle des anomalies gravissimes

Les « normes » constituent un outil de communication idéal : en-dessous de la limite, il n'y a pas d'impact sanitaire. Pour les médias et le public, c'est plus simple ; pour les autorités et les pollueurs, c'est parfait : le débat est clos. Qui va s'interroger sur les niveaux de risque aux-quelles elles correspondent, sur les rapports de force qui ont conduit à leur adoption, sur l'origine des experts qui les ont produites, sur les défauts méthodologiques, voire même les erreurs de calculs dont elles peuvent être entachées ? Ces questions sont pourtant essentielles et les contre-expertises conduites par la CRIIRAD mettent régulièrement en lumière des anomalies graves dans le travail des experts officiels¹ (...). C'est le cas des normes établies par l'OMS pour la qualité radiologique de l'eau de boisson.

Remarque préalable : la CRIIRAD a procédé à l'analyse critique complète des « Lignes directives de l'OMS pour l'eau de boisson » (Guidelines for drinking-water quality), en tout cas des chapitres applicables aux produits radioactifs. Les paragraphes qui suivent ne synthétisent que les résultats susceptibles de concerner la valeur-guide de 10 000 Bq/l que les experts de l'OMS ont définie pour le tritium.

Vérifications pour une année de consommation

Pour définir les valeurs-guides applicables aux produits radioactifs, l'OMS a retenu une **référence de dose** (efficace engagée) de **100 µSv/an** (microSieverts par an) censée correspondre à un **risque sanitaire très faible** (nous examinerons la réalité de cette affirmation dans la 2ème partie). Une personne buvant chaque jour une eau contenant 10 000 becquerels de tritium par litre ne devrait pas recevoir une dose de rayonnement supérieure à 100 µSv/an. L'OMS précise que le calcul a été fait avec le coefficient de dose défini par la CIPR2 pour un adulte consommant 2 litres d'eau par jour. Les vérifications réservent des surprises :

- **Des règles d'arrondi très contestables :** en refaisant les calculs avec les mêmes paramètres que l'OMS, la CRIIRAD ne parvient pas à **10 000 Bq/l** mais à **7 610 Bq/l**. C'est que l'OMS a adopté une règle très pénalisante pour la santé des personnes. Si, en effet, le calcul donne une concentration comprise entre 3 000 Bq/l et 10 000 Bq/l, la règle est d'arrondir à 10 000 Bq/l ! Pour le tritium, arrondir de 7 610 Bq/l (qui correspond à 100 µSv/an) à 10 000 Bq/l (qui correspond à 132 µSv/an) implique d'exposer les consommateurs à une dose supérieure de plus de 30% à la limite prise en référence. Cette règle d'arrondi peut aboutir, dans le pire des cas³, à une dose de rayonnement plus de 3 fois supérieure au niveau maximum de 100 µSv/an.

- **Des calculs qui oublient les plus vulnérables : les limites de l'OMS sont définies pour des consommateurs adultes.** Dans le cas du tritium, le groupe d'âge le plus radiosensible est celui du nourrisson⁴. Pour une même quantité de tritium incorporée, il recevrait d'après les modèles officiels une dose 3,65 fois supérieure à celle d'un adulte. Il faut cependant tenir compte d'une consommation d'eau inférieure. Pour une consommation moyenne de 1 l/j (incluant notamment l'eau utilisée pour la préparation des biberons), la concentration en tritium correspondant à 100 µSv/an est de **4 300 Bq/l** ; pour une consommation majorée de 1,3 l/j, cohérente avec celle que l'OMS retient pour les adultes⁵, la valeur-guide serait de **3 300 Bq/l**. Signalons que l'application de la règle de l'arrondi conduirait à retenir là encore 10 000 Bq/l alors que ce niveau de contamination exposerait le nourrisson à 304 µSv/an !

L'OMS est consciente du problème mais le renvoie à l'appréciation des États : « *en cas de contamination prolongée de la source d'eau, une évaluation des doses aux nourrissons et aux enfants peut être envisagée* ». La formulation n'étant guère contraignante, les communiqués officiels ne mentionnent jamais de limites spécifiques pour nourrissons, y compris pour les cas, pourtant nombreux, de contamination prolongée.

Ces deux choix méthodologiques constituent des violations des principes de radioprotection. Les normes doivent assurer la protection de tous : elles doivent être di-

mencionnées en fonction des groupes les plus vulnérables et, si les limites doivent être arrondies, elles doivent l'être à la borne inférieure et non supérieure !

• **Une erreur incompréhensible !** L'OMS explique qu'elle a pris **100 µSv/an** comme référence de dose parce que cette valeur correspond selon elle à un niveau de risque sanitaire très faible : un risque annuel de cancer de $5,5 \cdot 10^{-6}$ (soit 5,5 cancers en excès pour 1 million de personnes exposées à 100 µSv). L'OMS précise qu'elle est parvenue à cette estimation en utilisant le coefficient de risque nominal défini par la CIPR⁶ pour l'incidence des cancers radio-induits, soit **$5,5 \cdot 10^{-2}/Sv$** .

Le problème, c'est que ce n'est pas le bon coefficient : la valeur utilisée par l'OMS correspond au détrimement cancérigène, et non à l'incidence des cancers ($\approx 17 \cdot 10^{-2}/Sv$), ce qui **divise par 3 l'impact sanitaire réel !** ⁷ Si nous corrigeons le calcul en conséquence, la référence de dose devrait être abaissée de 100 µSv/an à 33 µSv/an et la valeur-guide du tritium passerait de 3 300 Bq/l à environ **1 000 Bq/l pour le nourrisson**, et de 7 610 Bq/l à environ **2 500 Bq/l pour l'adulte**. Tout cela est choquant mais ce n'est pas le plus grave.

Vérification du risque tolérable sur la vie

L'anomalie majeure concerne le risque sur la vie entière que l'OMS a pris en référence pour fixer ses valeurs-guides. Il est, en effet, plus de 300 fois supérieur à celui retenu pour d'autres polluants cancérigènes !

Démonstration

Les « Directives de qualité pour l'eau de boisson » que publie l'Organisation Mondiale de la Santé ont pour objectif premier la protection de la santé publique : « L'eau est essentielle au maintien de la vie (...). Tout doit être mis en œuvre pour obtenir une eau de boisson aussi sûre que possible ». Selon l'OMS, « une **valeur-guide** correspond à la concentration d'un constituant pour laquelle le risque encouru par le consommateur, en supposant qu'il consomme l'eau concernée pendant la totalité de sa vie, ne dépasse pas le risque tolérable pour la santé. ».

La frontière entre un risque jugé « tolérable » et un risque jugé « intolérable » est précisée par l'OMS, de façon très transparente, pour les polluants cancérigènes chimiques. Le seuil est de **1 cancer en excès sur 100 000 personnes exposées** (noté 10^{-5}), soit 1 cancer induit par le polluant chimique pour 100 000 personnes consommant, tout au long de leur vie, une

eau dont le niveau de contamination atteindrait la valeur-guide. Rapporté à la population française (67 millions d'habitant-e-s), le risque associé est de **670 cancers en excès**⁸.

L'OMS précise que cette référence peut être adaptée en fonction des capacités d'action et spécificités des États : ceux qui ont les moyens (et le souci de protéger au mieux la santé de leurs administrés) sont invités à retenir un niveau de risque 10 fois inférieur (10^{-6} , soit 1 cancer en excès par million de personnes exposées) ; les États qui ont des difficultés peuvent adopter des limites moins protectrices mais sans dépasser 10^{-4} , soit 1 cancer en excès pour 10 000 personnes exposées.

L'OMS souligne que les valeurs-guides ne correspondent pas à une absence de risque et ne signifient en aucun cas que la qualité de l'eau de boisson peut être dégradée jusqu'à la concentration retenue : « *un effort continu devrait être fait pour maintenir la qualité de l'eau de boisson au plus haut niveau possible* ».

Comparons maintenant le niveau de risque cancérigène que l'OMS prend en référence pour les cancérigènes chimiques ($1 \cdot 10^{-5}$) à celui qu'elle applique aux polluants radioactifs.

Le critère de risque acceptable devrait être le même puisque les polluants radioactifs sont des produits cancérigènes (et mutagènes) avérés. Ceci est attesté depuis des décennies, notamment par les travaux du Centre International de Recherche sur le Cancer (CIRC), un organisme qui dépend justement de l'OMS, et qui a classé les rayonnements ionisants (X, γ, et neutrons) ainsi que les radionucléides incorporés qui émettent des rayonnements α ou β dans le groupe 1 des cancérigènes certains pour l'Homme.

Ajoutons que le tritium est explicitement visé dans les conclusions de la monographie n°78 « *Tous les radionucléides qui émettent des particules β et qui ont été suffisamment étudiés se sont avérés cancérogènes chez l'homme et chez l'animal de laboratoire. Cela comprend l'hydrogène-3 [tritium], qui produit des particules β de très basse énergie, mais pour lesquelles il existe néanmoins des preuves suffisantes de cancérogénicité chez les animaux de laboratoire* ». ⁹

Le résultat de nos vérifications est surprenant : en calculant, sur la base du coefficient de la CIPR, l'incidence des cancers associée au critère de dose de 100 µSv/an sur 70 ans retenu par l'OMS, nous obtenons tout d'abord un niveau de risque cancérigène de **$1,19 \cdot 10^{-3}$** , soit **1 cancer radio-induit pour 843 personnes**.

Le risque que l'OMS juge tolérable pour les cancérigènes radioactifs est donc plus de 100 fois supérieur à celui qu'elle prend en référence pour les cancérigènes chimiques.

La valeur-guide de 10 000 Bq/l retenue par l'OMS correspondant à une dose de rayonnement supérieure à la référence de 100 µSv/an, il faut corriger le calcul en conséquence. En tenant compte de la variation des facteurs de dose et des consommations d'eau en fonction de l'âge¹⁰, nous obtenons un niveau de risque sur la vie de **$1,6 \cdot 10^{-3}$** , soit **1 cancer radio-induit pour 626 personnes** consommant, tout au long de leur vie, une eau dont le niveau de contamination en tritium atteindrait la valeur-guide de 10 000 Bq/l.

En conclusion, le risque que l'OMS accepte pour le tritium est donc **160 fois supérieur** à celui qu'elle prend en référence pour les cancérigènes chimiques. Rapporté à la population française, le risque sur la vie est de plus de 100 000 cancers pour le tritium (contre 670 cancers pour le chimique).

CONCLUSION n°1 : Rien ne justifie des niveaux de risque aussi élevés. Il faut appliquer aux produits radioactifs les critères de protection définis pour les polluants cancérigènes chimiques¹¹.

Cet alignement impose d'abaisser la valeur guide du tritium de 10 000 Bq/l à environ **60 Bq/l**.

L'OMS souligne toutefois que, pour définir les valeurs-guides des polluants chimiques cancérigènes, elle a retenu par précaution la borne supérieure de l'incertitude associée à l'estimation du coefficient de risque¹². Si l'on applique cette approche prudente aux produits radioactifs, il faut diviser par 2 la valeur-guide, ce qui conduit à une concentration de **30 Bq/l**¹³.

Au final, se référer à la valeur guide de 10 000 Bq/l conduit à accepter pour le tritium un risque plus de 300 fois supérieur à celui qui a été retenu pour les cancérigènes chimiques. La CRIIRAD demande en conséquence l'abandon de toute référence aux valeurs guides définies par l'OMS pour le tritium, et de façon générale pour tous les radionucléides artificiels (et de tous ceux qui existent également à l'état naturel mais qui sont d'origine anthropique).

Rappelons par ailleurs que les développements qui précèdent sont conduits par rapport au risque tolérable standard de 10^{-5} (1 cancer en excès pour 100 000 personnes). L'adoption de l'objectif de protection supérieur recommandé par l'OMS (10^{-6}) conduirait à

des limites 10 fois plus basses : respectivement **6 Bq/l** et **3 Bq/l**.

Au-delà des coefficients officiels

Les calculs et corrections ci-dessus s'inscrivent dans la logique du système international de radioprotection et utilisent les concepts, estimations de risque et coefficients de dose actuellement en vigueur. Le dispositif officiel est très critiquable mais une remise en cause générale n'entre pas dans le cadre du présent document. Nous nous limiterons ici à deux exemples significatifs de la sous-évaluation très probable du niveau de risque réellement associé à la consommation d'eau tritiée.

- De nombreuses recherches démontrent que l'efficacité biologique relative du rayonnement émis par le tritium est sous-évaluée, au minimum d'un facteur 2 (des valeurs supérieures sont à notre avis justifiées mais sont moins consensuelles).

Plusieurs études épidémiologiques de référence remettent en question l'application d'un facteur de réduction censé tenir compte d'une moindre efficacité des faibles doses et faibles débits de dose. La CIPR retient une valeur de 2 qui lui permet de diviser le niveau de risque cancérogène par 2 dès lors que l'exposition concerne des faibles doses et faibles débits de dose (ce qui est le cas des valeurs-guides définies pour l'eau potable). S'il est confirmé que l'application de ce facteur n'est pas justifiée, les normes de radioprotection devraient être modifiées en conséquence (cette correction impliquerait une nouvelle division par 2 des valeurs-guides définies pour l'eau potable).

Nous pourrions également ajouter :

- que la méthode de calcul de l'OMS (70 ans à compter de la 1ère année de vie) n'inclut pas les doses reçues par l'embryon et le fœtus alors que l'impact dosimétrique et surtout sanitaire de la contamination in utero est plus important que pour un adulte,

- que la valeur-paramétrique du tritium a été définie pour l'eau tritiée (HTO). Le tritium organiquement lié (TOL) n'est pas pris en compte et les analyses réglementaires ne mesurent que le tritium sous forme d'HTO. Les coefficients de dose officiels pour le TOL sont 1,9 fois à 2,5 fois supérieurs à ceux du HTO, sans compter que la toxicité réelle dépend de la nature du composé chimique auquel le tritium est incorporé (s'il s'agit de molécules susceptibles d'être incorporées à l'ADN, les effets du tritium peuvent être plus de 10 000 fois supérieurs).

CONCLUSION n°2 : si l'on considère

l'impact cumulé de toutes les observations qui précèdent, la valeur-guide du tritium dans l'eau potable ne devrait en aucun cas dépasser 10 Bq/l.

Toute contamination à long terme de l'eau potable, y compris de quelques becquerels par litre, doit donc être proscrite. Cette conclusion conduit à remettre en cause la « référence de qualité » de 100 Bq/l que la réglementation a définie pour le tritium dans l'eau potable. Cette valeur est en effet utilisée comme seuil d'investigation. Au-dessus de cette valeur, on s'interroge ; en-dessous de cette valeur, la situation est considérée comme normale.

Sources

1. Cf. par exemple, les erreurs et incohérences identifiées dans le travail des experts Euratom sur les normes de contamination radioactive dans les aliments en cas d'accident nucléaire (communiqué du 21/05/2015).

2. Coefficient de dose par unité d'incorporation par ingestion de $1,8 \cdot 10^{-11}$ Sv/Bq défini par la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR), et retenu par l'Union européenne, pour les adultes.

3. Lorsque le calcul indique qu'une concentration de 3 000 Bq/l correspond à 100 μ Sv/an et qu'elle est arrondie à 10 000 Bq/l.

4. Il faut cependant vérifier si une limite plus basse ne doit pas être définie pour la **femme enceinte** afin de protéger l'**embryon** et le **fœtus**. L'OMS ne fait aucune recommandation à ce sujet.

5. La valeur de 2 l/j correspond à une consommation plutôt majorante. Cependant, ni les 2 l/jour pour un adulte, ni les 1,3 l/j pour un nourrisson ne couvrent l'ingestion du groupe des plus gros consommateurs.

6. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37.

7. L'incidence des cancers ne correspond pas au détrimement cancérogène. Très schématiquement, pour expliquer le principe, imaginons 150 cancers en excès, dont 30 mortels et 120 non mortels (sont déclarés tels les cancers des malades qui sont en vie au bout de 5 ans). L'**incidence** des cancers est bien de **150 cancers** radio-induits mais le **détrimement** cancérogène, qui résulte d'un calcul à nos yeux très subjectif, serait de **54 cancers** (30 cancers mortels + 24 cancers non mortels pondérés pour pouvoir être additionnés aux cancers

mortels et constituer le « détrimement »). Pour l'incidence des cancers (cancers mortels + cancers non mortels), le coefficient de risque est de **$16,95 \cdot 10^{-2}/\text{Sv}$** .

8. L'appréciation est subjective : pour les centaines de personnes qui n'auraient pas développé de cancer si elles avaient consommé une eau exempte de pollution, le niveau de risque n'est pas forcément « tolérable ». Précisons que la CRIIRAD n'a vérifié ni la validité des estimations de risque, ni les modalités de fixation des valeurs-guides pour les polluants chimiques. Ne sont comparés ici que les niveaux de risque pris en référence pour la fixation des valeurs-guides des polluants chimiques et radioactifs.

9. WHO/IARC (OMS/CIRC): IARC Monographs on the Evaluation of Carcinogenic Risks to Humans. Ionizing Radiation, Part 2: Some Internally Deposited Radionuclides. Volume 78, 2001.

10. Le facteur de risque pondéré en fonction des âges est de $2,04 \cdot 10^{-11}$; les hypothèses de consommation en fonction des âges conduisent à une consommation moyennée sur la vie de 661 l/an. D'autres consommations (supérieures ou inférieures) peuvent évidemment être retenues mais elles ne changent pas significativement les résultats. Or ce sont les ordres de grandeur qui nous intéressent ici.

11. Le présent document est ciblé sur le tritium mais le même processus de révision devrait évidemment être appliqué à l'ensemble des radionucléides.

12. "In the case of compounds considered to be genotoxic carcinogens, guideline values are normally determined using a mathematical model. Although several models exist, the linearized multistage model is generally adopted. (...). These models compute an estimate of risk at a particular level of exposure, along with upper and lower bounds of confidence on the calculation, which may include zero at the lower bound. Guideline values are conservatively presented as the concentrations in drinking-water associated with an estimated upper-bound excess lifetime cancer risk of 10^{-5} ." Guidelines for drinking-water, 3rd Ed, 1st Ad.

13. A notre connaissance, la CIPR ne publie pas les incertitudes associées à l'évaluation des coefficients de risque ou de détrimement. Nous avons donc utilisé l'incertitude associée aux calculs de l'incidence des cancers radio-induits publiée par la National Academy of Sciences dans son rapport de 2006 (Biologic Effects of Ionizing Radiation VII).

Tritium : Commentaire GSIEN

En septembre 2010, la Gazette (n° 257) publiait une dépêche AFP : « Les risques du tritium sous-évalués ? ».

Extraits : « Les risques pour la santé du tritium - forme radioactive de l'hydrogène - pourraient être sous-évalués car il pourrait s'intégrer à l'ADN au cœur des cellules, selon des experts ayant participé à un Livre Blanc publié jeudi par l'Autorité de sûreté nucléaire ». L'un d'eux, Patrick Smeesters, de l'Agence fédérale de contrôle nucléaire belge, avait souligné que le tritium « associé à certains composants des cellules, peut agir au cœur même de d'ADN » avec le risque de « provoquer des mutations ».

L'AFP indiquait que l'ASN souhaitait des « investigations "sur de nouvelles approches par rapport à d'éventuels effets héréditaires" » et entendait « mettre en place un "comité de suivi" » ainsi qu'un « plan d'action » pour « la surveillance des différentes formes de tritium dans l'environnement et l'évaluation de leur impact ». <http://gazettenucleaire.org/?url=/2010/257.html>

A priori, les compte-rendus du « comité de suivi » ne sont pas affichés sur le site Internet de l'ASN. Toutefois, le 17/10/2019, l'ASN a publié une note d'information d'où il ressort qu'à « la suite de la parution [du] Livre Blanc, l'ASN a élaboré un plan d'action « tritium » et mis en place, en 2010, un comité de suivi de ce plan, qu'elle réunit périodiquement. La cinquième réunion de ce comité s'est tenue le 4 octobre 2017 ». On compte donc cinq réunions en dix années, la sixième restant à l'état de promesse... Avant son décès, André Guillemette à qui nous rendons hommage dans le sommaire de ce numéro, membre de ce comité, attendait encore la date de cette future réunion.

<https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Surveillance-et-limitation-des-rejets-de-tritium-des-installations-nucleaires>

Dans le prolongement du Livre blanc de 2010, l'IRSN a publié un rapport en 2017, « Actualisation des connais-

sances acquises sur le tritium dans l'environnement ». L'IRSN indique avoir progressé dans les méthodes de traitement et d'analyse des échantillons ayant « conduit à éditer un certain nombre de Normes Françaises ». L'Institut affirme « connaître relativement bien aujourd'hui les niveaux ambiants de tritium en France au sein des différents compartiments et composantes de l'environnement », principalement pour l'eau tritiée (HTO). Il semble que les associations rencontrent néanmoins de grandes difficultés pour consulter les données sur les sites officiels. Selon la CRIIRAD, « la pagaille règne dans les fichiers du ministère de la santé » ...

Le GSIEN sollicite l'IRSN afin que soient rendues accessibles et exploitables les données relatives aux niveaux ambiants de tritium en France, historique compris.

https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/surveillance-environnement/Documents/IRSN_Rapport-Tritium-2017_PRP-ENV-SERIS-2017-00004.pdf

Dans le Livre blanc, l'ASN écrivait : « Les données relatives à l'induction possible d'effets héréditaires doivent être évaluées de façon critique et avec prudence. De nouvelles approches méritent d'être investiguées, en tenant compte des avancées actuelles de la biologie ». Le rapport de l'IRSN ne montre pas d'avancée sur ce sujet.

De même pour la question centrale des « effets biologiques et sanitaires » soulevée dans le Livre blanc, notons l'absence de réponse dans le rapport de l'IRSN. Le sujet reste donc d'actualité : « les résultats disponibles vont dans le sens d'une évaluation de la toxicité du tritium plus importante que celle retenue à l'heure actuelle par les instances en charge de la radioprotection ».

L'ASN évoque la publication prochaine d'un « nouveau rapport sur l'actualisation des connaissances sur les effets sanitaires du tritium » (cf. note d'information du 17/10/2019). Les rapports se suivent et les questions demeurent. Existerait-il des freins à la

poursuite de ces travaux ?

Certes, il ne doit pas être facile de négocier une évolution à la baisse des normes de radioprotection qui concernent le tritium compte-tenu des quantités rejetées par l'industrie atomique (civile, militaire, recherche) française. Nous pouvons citer notamment l'usine ORANO de La Hague qui est championne du monde pour ses rejets, entre autres, de tritium. L'usine de retraitement rejette en moyenne et par an plus de 12 000 TBq de tritium liquide dans la Manche, compte non tenu des rejets aériens.

Rappelons ici l'article « Le tritium produit dans les réacteurs nucléaires », de Jean-Claude Zerbib de mai 2017, consultable dans la gazette du nucléaire n°289 de septembre 2018 (p15), offre un focus intéressant sur ce point.

L'actualité met en ce moment Fukushima en exergue sur ce thème. Il y a 860 TBq de tritium liquide entreposés en réservoirs selon le Ministère de l'industrie du Japon. La polémique s'installe car Tepco envisage, sur 20 ans, après les jeux olympiques, de rejeter ce tritium dans l'océan Pacifique. Notons au passage que l'établissement d'Orano de La Hague en rejette annuellement quatorze fois plus en un an. En toute quiétude. Par ailleurs des responsables japonais se sont récemment rendus sur le plateau de La Hague. Doit-on y voir un lien de cause à effet ?

Bilan des rejets liquides de tritium de la Hague, en TBq :

| | |
|-------------|--------|
| 2015 | 13 700 |
| 2016 | 12 300 |
| 2017 | 11 900 |
| 2018 | 11 400 |

Total sur 4 ans 49 300
Moyenne annuelle 12 325

En une année, la Hague rejette 14,3 fois plus de tritium que la quantité stockée à Fukushima (860 TBq)



Des militants de Greenpeace prennent des mesures, le 27 avril 2013, près de la canalisation de rejets des déchets de l'usine Cogema de La Hague (Manche) (MYCHELE DANIAU / AFP)

https://www.francetvinfo.fr/monde/environnement/rejets-de-fukushima-degazages-la-mer-reste-la-meilleure-poubelle-de-l-homme_386603.html



Réservoirs de stockage de l'eau tritiée à Fukushima

Sources :

https://www.orano.group/docs/default-source/orano-doc/groupe/publications-reference/document-home/rapport-environnement-orano-lh-2017-jo.pdf?sfvrsn=72f19ccf_14

https://www.orano.group/docs/default-source/orano-doc/groupe/publications-reference/tsn-la-hague-2018.pdf?sfvrsn=daf62418_8

<https://fukushima.eu.org/fukushima-en-forme-olympique-bilan-chiffre-pour-le-9ieme-anniversaire/>

Redémarrage de Flamanville à nouveau repoussé

Caen, France | AFP | 03/03/2020

Le redémarrage des deux réacteurs de Flamanville (Manche) est à nouveau reporté de plusieurs mois, a-t-on appris auprès d'EDF alors que la centrale nucléaire cumule les déboires. Le réacteur 2, en maintenance depuis janvier 2019, et le réacteur 1, arrêté en septembre en raison de problèmes de corrosion, sont indisponibles jusqu'au 31 mai, selon EDF. Mi-décembre le groupe évoquait un redémarrage le 29 février pour le réacteur 2 et le 31 janvier pour le réacteur 1.

Le géant de l'énergie a depuis annoncé devoir rem-placer le moteur de la turbine à combustion qui alimente en électricité les systèmes de secours des réacteurs. Des "microfissures" y ont en effet été détectées, selon un communiqué d'EDF du 24 février. Un incident classé au niveau 1 sur l'échelle internationale des incidents nucléaires INES, graduée de 0 à 7, selon EDF.

Interrogé mardi par l'AFP, EDF a assuré qu'il n'y avait pas de "lien particulier" entre cet incident et le retard. Ces reports sont liés à "des mises en conformités dans le cadre de recontrôles" qui font partie du "plan de rigueur" lancé par la centrale lorsqu'elle a été placée sous surveillance renforcée par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) en septembre, selon EDF.

Le réseau Sortir du nucléaire dénonce pour sa part dans un communiqué un "délabrement des équipements" à Flamanville.

En décembre, l'Institut de sûreté nucléaire (IRSN), bras technique de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), a estimé que la situation de la centrale de Flamanville était "très préoccupante" étant donné les "écarts majeurs sur différents équipements classés de sûreté" et que les deux réacteurs ne pouvaient être redémarrés en l'état. Dans un compte-rendu à l'ASN, l'IRSN y relevait de "nombreux écarts au niveau des matériels classés de sûreté", avec une "corrosion" parfois "avancée" en plusieurs endroits dans les stations de pompage (qui servent au refroidissement). L'Institut y évoque aussi "une fuite" sur des circuits de la troisième barrière de confinement.

En outre l'IRSN "considère anormale que les différents processus afférant à la sûreté (...) n'aient pas permis de prévenir la dégradation d'équipements importants pour la sûreté". L'Institut estimait toutefois que "la mise sous surveillance renforcée par l'ASN et le plan d'action d'EDF sont de nature à améliorer la situation observée depuis plusieurs années sur le site".

La centrale de Flamanville a connu 7 incidents de niveau 1 en 2019, 5 en 2018.

A côté des réacteurs 1 et 2 de Flamanville, EDF construit l'EPR, qui connaît lui aussi de nombreux retards et surcoûts.

Avis de l'ASN du 5 juin 2020

Présence de corps migrants ayant entraîné le dysfonctionnement des pompes de refroidissement des réacteurs 1 et 2 Centrale nucléaire de Flamanville

Le 11 mai 2020, EDF a déclaré à l'ASN un événement significatif pour la sûreté relatif à la présence de corps migrants ayant entraîné le dysfonctionnement de pompes de refroidissement des réacteurs 1 et 2.

Le circuit d'eau brute secourue (SEC) permet de refroidir un autre circuit, appelé circuit de refroidissement intermédiaire, qui assure le refroidissement de matériels importants pour la sûreté du réacteur. Ce circuit, dit « de sauvegarde », est constitué de deux voies redondantes, comportant chacune deux pompes de circulation et deux échangeurs de chaleur. Le circuit SEC contribue également, en fonctionnement normal et en cas de mise à l'arrêt du réacteur, au refroidissement d'au-tres éléments tels que les pompes primaires ou la piscine d'entreposage du combustible. A l'amont des pompes de circulation, chaque voie est alimentée au travers d'un système de filtration permettant de garantir l'élimination des objets (débris, algues...) pouvant affecter leur bon fonctionnement.

Le 26 février 2020 et le 9 mars 2020, les deux pompes de la voie A du circuit SEC du réacteur 2 ont présenté à tour de rôle un ralentissement. A la suite de la détection de ces anomalies, EDF a effectué un contrôle endoscopique et a retiré des morceaux de gaine en plastique coincés dans les circuits. Le 10 mars 2020, une pompe de la voie A du circuit SEC du réacteur 1 a également présenté un ralentissement qui ne permettait plus de considérer cette pompe comme pleinement fonctionnelle. Les analyses réalisées sur les corps migrants extraits ont déterminé qu'ils étaient issus d'une dégradation antérieure sur environ 5 mètres d'un fourreau de protection de câbles électriques situés dans la voie A du système de filtration du réacteur 1. Ce fourreau a été aspiré par les pompes du circuit SEC de la voie A des 2 réacteurs du fait de l'utilisation d'une ligne d'interconnexion.

Cet événement n'a pas eu de conséquence sur les installations, les personnes et l'environnement. Néanmoins, en raison de ses conséquences pour la sûreté et de l'identification tardive de son origine par l'exploitant, cet événement a été classé au **niveau 1** de l'échelle INES.

Après retrait des corps migrants et contrôle des circuits, l'exploitant a remis en service les pompes concernées. Il a programmé le retrait de tous les fourreaux de ce type, susceptibles d'engendrer les mêmes anomalies. L'ASN veillera à la prise en compte de cet événement potentiellement générique à l'échelle du parc nucléaire.

ASN : Contrôle des installations nucléaires de base - CNPE de Flamanville

Inspection n° INSSN-CAE-2021-0218 des 11 et 12 janvier 2021

Réf. :

- [1] – Code de l'environnement, notamment son chapitre VI du titre IX du livre V.
 [2] – Décision n°2017-DC-0592 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 13 juin 2017 relative aux obligations des exploitants d'installations nucléaires de base en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et au contenu du plan d'urgence interne.
 [3] – Plan d'urgence interne (PUI)
 – D455113001867 - indice 3

Monsieur le Directeur,

Dans le cadre des attributions de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) concernant le contrôle des installations nucléaires de base prévu à l'article L. 592-21 du code de l'environnement, une inspection inopinée a eu lieu dans la nuit du 11 au 12 janvier 2021 au CNPE de Flamanville, sur le thème de la

gestion des situations d'urgence.

J'ai l'honneur de vous communiquer, ci-dessous, la synthèse de l'inspection ainsi que les principales demandes et observations qui en résultent.

Synthèse de l'inspection

Dans la nuit du 11 au 12 janvier 2021, une inspection a eu lieu sur la centrale nucléaire de Flamanville afin d'examiner l'organisation définie et mise en œuvre pour la gestion des situations d'urgence. Les inspecteurs ont procédé à une mise en situation inopinée, dont le scénario visait à apprécier la capacité du site à gérer une situation d'urgence relevant d'une agression externe hors dimensionnement, entraînant l'encombrement des voies de circulation et un isolement partiel du site.

Les inspecteurs ont demandé à vos équipes de simuler des chutes de neige extrêmes, entraînant une arrivée importante de matières dans le canal d'amenée, conduisant à son colmatage, et au final dégradant les dispositifs prévus pour le refroidissement du réacteur. Cette situation a entraîné un déclenchement simulé de votre plan d'urgence interne. De plus, le scénario prévoyait que ces chutes de neige importantes rendent impossible l'accès du site à une grande partie des agents d'astreinte. A ce titre, plusieurs agents occupant des fonctions de direction au sein de l'organisation de crise ont été empêchés de participer à l'exercice.

Au vu de cet examen par sondage, les inspecteurs considèrent que l'organisation définie et mise en œuvre pour la gestion d'une situation d'urgence, cumulée avec un encombrement des voies de circulation et des réseaux de communication, est très largement perfectible. Les inspecteurs ont notamment constaté un délai tardif d'alerte des autorités au cours de l'exercice, résultant d'un manque de préparation à ce sujet. Ils soulignent néanmoins la qualité professionnelle des agents d'astreinte sollicités lors de l'inspection.

L'ASN ayant placé le CNPE de Flamanville 1 et 2 en surveillance renforcée depuis le 11 septembre 2019, nous vous demandons d'inscrire toutes les actions que vous jugerez nécessaires en réponse à cette lettre de suites en cohérence avec le plan de management de la sûreté que vous vous êtes engagé à mettre en œuvre depuis 2019.

Demandes d'actions correctives

A.1 Information des autorités

L'article 7.2 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base dispose qu' « en situation d'urgence, l'exploitant d'une installation nucléaire de base alerte sans délai le préfet, l'Autorité de sûreté nucléaire et les organismes et services extérieurs dont l'alerte est prévue dans le plan d'urgence interne [...] »

L'article 6.11 de l'annexe à la décision n° 2017-DC-0592 prévoit que « Pour l'application de l'article 7.2 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, lorsque l'exploitant déclenche le plan d'urgence interne, il transmet dans les meilleurs délais à l'Autorité de sûreté nucléaire et à son appui technique les informations pertinentes relatives :

- à l'état de l'installation et, s'il est connu, au pronostic d'évolution,
- à l'estimation des quantités de substances radioactives ou dangereuses nécessaires au suivi technique de l'événement,
- aux premières mesures disponibles dans l'environnement... »

L'exercice simulé par les inspecteurs a débuté le 11 janvier à 23h15 occasionnant le déclenchement du plan d'urgence interne à 23h31. Les premiers agents d'astreinte sont arrivés au centre local de crise à 23h57. Le scénario prévoyait notamment que les PCD1¹ EF (en fonction) et PCD1 NEF (non en fonction)² étaient empêchés de se rendre au centre locale de crise à cause des chutes de neige. Dans cette configuration, les inspecteurs ont noté que :

- la préfecture a été prévenue à 1h25 ;
- l'astreinte locale de l'ASN a été alertée à 1h43 ;
- le centre de crise national d'EDF a été alerté à 2h05 ;
- l'astreinte nationale de l'ASN a été alertée à 2h08.

Par ailleurs, en l'absence de formation et de modèle, l'agent ayant pris en charge le rôle de PCD1 a délivré des informations incomplètes aux autorités. Par exemple, l'ASN n'a pas été informée de l'entrée dans la consigne APE ECP1³, alors que la préfecture l'a été. De plus, ni l'ASN, ni la préfecture n'ont été informées des difficultés de grément dues à la neige, ni même d'une augmentation de la radioactivité détectée par une balise de surveillance de l'environnement au sud du site.

Par conséquent, les inspecteurs considèrent que l'organisation actuelle du site ne permet pas de répondre de manière efficace et rapide à une situation d'urgence similaire au scénario joué lors de l'inspection.

Cet écart va donner lieu à une instruction plus approfondie à l'issue de laquelle des demandes complémentaires pourront être formulées.

A.2 Informations au centre de crise local (CCL)

Dans le scénario choisi, les inspecteurs ont demandé à vos équipes de créer les postes de l'équipe locale de crise⁴ ELC 2 EF (en fonction) et ELC 2.1 NEF (non en fonction) dès leur arrivée, et de créer les postes ELC 1 NEF (en fonction) et ELC 3 NEF (non en fonction) une heure après leur arrivée, afin de simuler les difficultés voire les impossibilités d'accès au site liées à l'enneigement.

A son arrivée au centre local de crise, l'équipier occupant le poste ELC 2 EF, avec les informations dont il disposait à ce moment-là, c'est à dire l'alerte indiquant un déclenchement du plan d'urgence interne de Flamanville 1 et 2, a pris en compte les informations inscrites sur le tableau du centre de crise, qui concernaient un autre exercice PUI prévu le lendemain de l'inspection. Cette même erreur a été reproduite au moment de l'arrivée des renforts : l'équipier au poste ELC 2.1 EF a commencé à suivre les paramètres de la piscine du bâtiment combustible (BK) alors que ce n'était pas l'objet de la mise en situation. Ces informations ont induit en erreur les équipiers lors de leur prise de poste sur la situation en cours.

Je vous demande de veiller à maintenir les locaux de crise dans un état n'occasionnant pas de confusion possible avec l'état réel des réacteurs en dehors du déroulement des exercices. Vous veillerez à mettre en œuvre les actions adéquates pour sécuriser la bonne diffusion de l'information au sein des équipes de crise.

A.3 Gestion des outils de crise

Aussitôt arrivé à son poste, l'équipier ELC 2 EF s'est connecté au système d'information collaboratif de crise, a pris les classeurs mis à disposition dans le cadre des exercices, et a noté tous les numéros d'astreinte dont il avait besoin sur sa fiche d'action. En l'absence de l'équipier ELC 2.1 EF, il a allumé le poste informatique de ce dernier pour avoir accès aux paramètres de tranche. Les paramètres n'étant pas simulés dans le cadre de l'exercice, le transfert d'informations relatives aux paramètres de tranche s'est fait par voie téléphonique et message quart d'heure.

A son arrivée, l'équipier ELC 2.1 NEF a récupéré son classeur et a tenté, en vain, de se connecter au SI collaboratif de crise. Il n'a également pas réussi à accéder aux paramètres du réacteur EPR de Flamanville 3 et il a rencontré des difficultés pour passer des appels téléphoniques.

Le chef d'exploitation qui occupait dans le scénario de l'exercice la fonction de poste de commandement local⁵ 1 (PCL 1) ne savait pas se connecter au système d'information collaboratif de crise. Il a donc attendu l'arrivée des équipiers PCL 2 et PCL 3, soit près de deux heures après le déclenchement de l'alerte, pour commencer à le renseigner. Quand le renseignement du système d'information collaboratif de crise a été réalisé, les inspecteurs ont relevé une erreur dans la numérotation des messages qui ont été reportés. Le PCL 3 a ensuite identifié l'erreur et a procédé aux corrections adéquates.

A son arrivée au centre de crise, l'équipier PCD2 NEF a utilisé la fiche action relatif à un PUI SR (Plan d'Urgence Interne Sûreté Radioprotection), ainsi que le mode opératoire d'utilisation du système d'information collaboratif de crise. Ce mode opératoire précise que seuls les agents occupant les postes PCD2.1 (EF ou NEF) ou PCD4 (EF ou NEF) peuvent ouvrir une nouvelle session sur ce logiciel. L'agent occupant le poste PCD 2 NEF n'a donc pas pu se connecter au système d'information collaboratif de crise. A son arrivée, l'agent occupant la fonction PCD 2.1 NEF a eu des difficultés à ouvrir une nouvelle session, le profil correspondant à ses identifiants de con-

nexion étant a priori un profil PCM⁶, il n'avait pas les droits requis pour créer une nouvelle session.

Je vous demande de veiller à la bonne appropriation par les équipiers des outils prévus en situation de crise, ainsi qu'au bon fonctionnement de ces outils. Pour les éléments susmentionnés, vous me ferez part de votre analyse et des actions correctives associées.

A.4 Gestion des consignes de conduite incidente ou accidentelle (CIA)

Les inspecteurs ont poursuivi le contrôle de certaines dispositions par des échanges postérieurs à l'inspection. Un message quart d'heure mentionnait un débit du système d'aspersion de secours de l'enceinte (EAS) mais l'équipe locale de crise (ELC) n'avait pas vu le commentaire qui précisait un fonctionnement sur débit nul. Cette problématique aurait pu amener à une suspicion de brèche. En parallèle, le scénario prévoyait qu'une information soit transmise signalant le déclenchement d'une balise KRS de surveillance de l'environnement en bord de site. La première priorité pour l'équipier ELC était alors d'estimer la présence d'une brèche car la perte du système de refroidissement intermédiaire (RRI) et du circuit d'eau brute secourue (SEC) pourrait engendrer une brèche au niveau de la barrière thermique des groupes motopompes pompes primaires (GMPP) et le déclenchement de la balise KRS les a menés à prioriser cette vérification. L'équipier ELC 2 a alors appelé le chef d'exploitation (CE), qui occupait le poste de commandement local PCL 1, pour lui demander de confirmer en salle de commande les paramètres de débit d'aspersion enceinte. En parallèle, les équipiers ELC ont souhaité consulter le calculateur informatique de supervision (KIS) pour confirmer le débit EAS et la pression enceinte : malheureusement et par le biais de l'exercice, ils n'ont pu le faire sur les paramètres simulés. Le chef d'exploitation a confirmé ensuite par téléphone qu'il n'y avait pas de débit d'aspersion dans l'enceinte. En parallèle, le PCC (poste de commandement contrôle)⁷ a informé l'ELC de l'absence de radioactivité aux alentours de la balise KRS qui avait déclenché, confirmant ainsi l'absence de brèche. Dans le scénario de l'exercice, il y avait bien un débit EAS du fait de la situation en cours.

Les inspecteurs ont relevé que le suivi des consignes de conduite en situation accidentelle et incidente en cours n'a pu être effectué par l'ELC 2 du fait du grément restreint pendant sa première heure de présence. Par la suite, le grément du poste ELC 2.1 EF par l'agent non en fonction ne s'est pas fait sans difficulté pour l'appropriation des outils KIS, des procédures papier CIA, notamment compte-tenu de l'absence de suivi des paramètres simulés de l'exercice. Par ailleurs, son grément tardif complexifiait beaucoup son suivi de la CIA en cours qui nécessitait un recalage avec les équipiers PCL. Les inspecteurs estiment que l'équipe ELC n'a pas pu se positionner sur la réalité de la brèche, compte-tenu de l'absence de maîtrise des informations et d'une méconnaissance de la CIA en cours.

Je vous demande de prendre les dispositions nécessaires pour que l'organisation des équipes de crise permette un suivi des consignes et des actions en cours quel que soit le grément de l'équipe.

A.5 Fonctionnement du poste de commandement moyens (PCM)

Après le déclenchement de l'alerte, les inspec-

teurs ont noté que seuls quelques équipiers au poste de commandement de moyens (PCM) NEF se sont présentés aux inspecteurs, et ont rejoint leur poste situé à l'opposé du CCL. Ils ont également relevé que quelques équipiers PCM « interventions » sont restés en attente d'instructions qui ne sont pas venues.

Le grément du poste PCM s'est fait progressivement à l'exception de l'équipier PCM 5.13, qui n'a jamais rejoint le CNPE. Par ailleurs, en l'absence de PCM 1, l'équipier PCM 5 n'a pas su exploiter les informations qu'il a récupérées. Lorsque PCD 2.1 a parcouru le local dédié au PCM et a demandé un bilan du grément, il n'a obtenu aucune réponse en l'absence de PCM 1. Il a demandé à PCM2 NEF de prendre la conduite des opérations et de faire un inventaire des équipiers présents. À son arrivée, le PCM1 a pris la conduite des opérations.

Les inspecteurs ont relevé que les délais d'intervention ont été trop importants et que la mise en œuvre des actions n'a pas été décidée en temps voulu. Ce sont les inspecteurs qui, au-delà de leur statut d'observateurs, ont suggéré un déblaiement des voies au moyen de la lame de déneigement stationnée au bas du CCL. De même, les inspecteurs n'ont pas eu d'autre choix que de suggérer de missionner un binôme d'intervention pour contrôler l'état de pompes dans les installations, ce qui n'a été fait qu'avec difficultés par le PCM1 du fait de sa méconnaissance des équipiers d'intervention à sa disposition.

Je vous demande de mener une analyse de l'organisation de l'équipe de crise au poste PCM afin de garantir l'efficacité de ses actions.

A.6 Fiches d'action

Concernant l'équipe locale de crise (ELC), compte tenu du scénario (état dégradé des routes d'accès au site du fait d'un enneigement), seuls deux postes sur huit ont été grésés la première heure puis quatre postes pour la suite de l'exercice.

Lors de la première heure, pendant laquelle étaient grésés un poste dit « en fonction » (pour Flamanville 1 et 2) et un second poste dit « non en fonction » (pour Flamanville 3), l'inspecteur a relevé qu'il y a eu une communication tardive - au bout d'une heure - entre les deux équipiers pour partager des informations sur l'état des réacteurs. Même si ce type d'échange n'est pas prévu formellement par les procédures, les inspecteurs estiment que la situation d'isolement de chaque équipier aurait pu les conduire à un partage et un travail collaboratif plus anticipé.

Après une décision de la direction de crise prise environ deux heures après le déclenchement du plan d'urgence interne, les quatre équipiers présents pour l'exercice ont finalement grésés les quatre postes « en fonction » pour prioriser le traitement de la situation sur le réacteur concerné. A cette occasion, il y a bien eu un partage d'information sur l'état des réacteurs mais il n'y a pas eu de partage sur les missions à prioriser par chaque équipier au vu du grément tardif des postes. Par ailleurs, il apparaît que l'équipier ELC 2.1 de Flamanville 3 a découvert les moyens mis à disposition de l'équipier occupant le poste ELC 2.1 de Flamanville 1 et 2 ce qui a nécessité un certain temps d'adaptation. Néanmoins, l'équipier a su utiliser les outils pour répondre aux différentes sollicitations.

Le scénario prévoyait une simulation, par un

inspecteur, d'appels des experts nationaux d'EDF demandant à l'ELC des informations sur l'état des systèmes de filtration d'eau de mer des trois réacteurs, ainsi que sur l'état de disponibilité des pompes du système d'alimentation secourue des générateurs de

vapeur du réacteur concerné par l'exercice. Malgré une relance de l'inspecteur qui simulait ces sollicitations, ces informations n'ont pu être fournies alors qu'elles semblaient importantes pour la gestion à moyen, voire à court terme, de la situation simulée. L'inspecteur a noté que ces demandes n'avaient pas été formalisées et suivies dans le journal de bord de l'ELC.

Les inspecteurs ont relevé que l'équipe PCM était moins impliquée qu'attendu sur les actions qu'elle était censée réaliser en l'absence de fiche d'action adaptée au scénario retenu et de l'absence d'un certain nombre d'équipiers. En l'absence de gouvernance de PCM, et avant les instructions de l'agent occupant

le poste PCD2.1, les équipiers PCM NEF ont précisé qu'ils se trouvaient à leurs postes, situés à l'écart des postes EF. Ils ont indiqué qu'ils n'étaient pas informés des défauts de grément EF et attendaient qu'on les mobilise.

Je vous demande de prendre les actions nécessaires pour que chaque équipier dispose des fiches d'action adaptées dans toutes les situations de crise, que l'équipe soit gréée au nominal ou qu'une partie des équipiers n'ait pu rejoindre leur poste.

Par ailleurs, et tenant compte de la particularité des fonctions doublées sur le site de Flamanville, je vous demande de veiller à l'établissement d'un contact rapide entre les équipes « en fonction » et « non en fonction » pour prioriser les besoins humains nécessaires à la gestion de la situation d'urgence.

A.7 Grément des astreintes

Lors de l'émargement des équipiers d'astreinte, les inspecteurs ont constaté une arrivée très tardive des équipiers occupant les postes PCC5 et PCD5.1. Ils ont aussi constaté que l'équipier occupant le poste PCM5.13 ne s'est pas présenté pour émarger.

L'article 4.1 de l'annexe à la décision [2] dispose que : « *l'exploitant met en œuvre les dispositions organisationnelles lui permettant de s'assurer que ces effectifs et ces compétences sont mobilisables à tout moment et pour une durée appropriée* ».

Je vous demande de rappeler à vos agents d'astreinte leurs obligations.

Je vous demande par ailleurs de réaliser une analyse de votre dispositif et de vos viviers d'astreinte et de me la transmettre. Le cas échéant, vous me ferez part de toute action entreprise afin d'améliorer votre gestion des astreintes.

B Compléments d'information

B.1 Calfeutrement trémies coupe-feu

Lors de l'accès au CCL, les inspecteurs ont noté la présence de traversées d'un voile béton qui ne semblaient pas calfeutrées dans les règles de l'art entre les secteurs de feu référencés OZFEHSL009 et OZNSHSL0902.

Je vous demande de me faire part de votre analyse de la situation vis-à-vis des exigences relatives à la sectorisation incendie. Le cas échéant, vous m'informerez des actions

curatives menées et veillerez à effectuer une vérification exhaustive du respect des exigences associées aux traversées du CCL.

B.2 Utilisation des ordinateurs portables

Pour faciliter le partage d'information notamment lors d'une réunion prévue avec la direction de crise, un des équipiers de l'ELC souhaitait emmener avec lui un poste informatique portable qu'il n'a pu prendre du fait de la présence d'un câble de protection antivol à code qu'il ne connaissait pas. Ainsi, il apparaît que les postes informatiques portables sont difficilement transportables, ce qui ne permet pas de disposer de toutes les informations utiles pendant la crise. L'équipier a dû prendre des notes manuscrites et les retranscrire ensuite informatiquement, ce qui est source d'erreur et de perte de temps.

Je vous demande de m'informer des dispositions que vous allez prendre afin de faciliter l'utilisation des ordinateurs portables au centre de crise.

B.3 Gestion du journal de bord

Il est apparu que l'ergonomie pour la mise à jour du journal de bord par l'équipier occupant le poste ELC 3 n'était pas optimale, notamment pour renseigner l'historique du début de crise lorsque le poste n'était pas gréé.

Je vous demande de me faire part de votre

analyse de la situation susmentionnée et des améliorations à apporter pour le bon fonctionnement du journal de bord de l'ELC.

C Observations

C.1 Sérénité dans les locaux de crise

De l'avis des inspecteurs, il est apparu que la configuration des lieux (en plateau ouvert) impose à chacun une grande discipline pour garantir une ambiance permettant la concentration. Ils ont aussi noté un bruit très gênant au niveau de la vanne de réglage DVJ au-dessus des postes PCD NEF.

Vous voudrez bien me faire part de vos observations et réponses concernant ces points dans un délai qui n'excèdera pas deux mois. Pour les engagements que vous seriez amené à prendre, je vous demande de bien vouloir les identifier clairement et d'en préciser, pour chacun, l'échéance de réalisation.

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, je vous informe que le présent courrier sera mis en ligne sur le site Internet de l'ASN.

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

L'inspecteur en chef,
Christophe Quintin

Notes

¹ PCD1 est une des fonctions de direction de l'organisation de crise d'EDF, notamment en charge de l'alerte aux autorités.

² Les équipiers « en fonction » et « non en fonction » sont une spécificité de l'organisation de crise du site de Flamanville. En fonction du ou des réacteurs concernés, les équipiers « en fonction » seront constitués par les équipes de la centrale de Flamanville 1-2 ou de l'exploitation du réacteur EPR partiellement mis en service.

³ Consigne d'urgence prévoyant les actions à effectuer pour la sauvegarde du réacteur.

⁴ L'équipe locale de crise (ou ELC) est particulièrement en charge de l'appui aux actions opérationnelles en lien avec la sauvegarde du réacteur.

⁵ Le poste de commandement local (ou PCL) est particulièrement en charge des actions opérationnelles en lien avec la sauvegarde du réacteur.

⁶ PCM : poste de commandement moyens : gère les moyens à mettre en œuvre ne situation de crise.

⁷ PCC : poste de commandement contrôle : prend en compte les activités liées à l'aléa et les activités liées à la sûreté des tranches.

Contamination de la Loire par des émetteurs alpha

Communiqué de presse du 11/03/2020

Courrier du collectif régional « Loire et Vienne à zéro nucléaire » à l'ASN et à l'IRSN afin de réclamer la réévaluation INES des accidents nucléaires de Saint-Laurent-des-Eaux

Il y a quarante ans, le 13 mars 1980, un deuxième accident nucléaire grave survenait dans la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux. L'accident nucléaire français le plus grave. Les dirigeants d'EDF prirent la décision inouïe de rejeter dans la Loire, au lieu de les stocker dans des containers appropriés, le plutonium et les actinides provenant de la fusion partielle du réacteur. Le but de dissimuler la gravité de l'accident apparaît clairement.

Une précédente fusion partielle de cœur avait eu lieu dix ans plus tôt dans l'autre réacteur toujours dans la même centrale, et soumis à la même omerta. Témoignage éloquent de celle-ci, aucune enquête épidémiologique n'a jamais été réalisée sur les conséquences sanitaires de ces accidents.

A l'approche du quarantenaire du second accident, le Collectif régional « Loire et Vienne à zéro nucléaire » a adressé aux dirigeants de l'ASN et de l'IRSN une requête.

Celle d'affronter la falsification de leurs prédécesseurs et de prendre désormais en compte la réalité de la gravité de ces accidents nucléaires au regard des preuves accumulées. Et en conséquence de réévaluer leur classement dans l'échelle INES en les faisant accéder du niveau 4 actuel au niveau 5 de Three Mile Island.

Vous trouverez ci-dessous le courrier adressé conjointement à Bernard

Doroszczuk, président de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), et à Jean-Christophe Niel, le directeur général de l'IRSN.

Le Collectif régional « Loire et Vienne à zéro nucléaire » : ACEVE, SDN 41, SDN 49, SDN Berry-Giennois-Puisaye, SDN Touraine, SDN 72, SDN Pays Nantais, Réseau « l'EPR ça suffit », Collège d'Histoire de l'énergie nucléaire et de ses aléas

Courrier du 10 mars 2020 à :

M. Bernard DOROSZCZUK, Président de l'ASN

M. Jean-Christophe NIEL, Directeur Général de l'IRSN

Objet : Requête de réexamen du classement INES des accidents nucléaires de Saint-Laurent-des-eaux de 1969 et de 1980.

Messieurs,

En vertu des principes de transparence et de REX, nous déplorons que les accidents de Saint-Laurent des eaux ne soient pas mieux connus du public et qu'ils ne soient pas classés sur l'échelle INES au niveau qui correspond à leur gravité réelle et avérée depuis peu de temps.

Rappel historique des accidents :

- Le 17 octobre 1969, tranche 1 (SLA1), fusion partielle du cœur de 5 assemblages de combustible.

- Le, 13 mars 1980, tranche 2 (SLA2), fusion partielle du cœur de 2 assemblages de combustible
- Le 21 avril 1980, éclatement d'un conteneur d'un élément combustible dans la piscine d'entreposage de la tranche 2.

Les deux premiers accidents ont été classés 4 sur l'échelle INES.

Le 21 juillet 2015, des carottages ont été effectués dans des sédiments de la Loire à Monjean-sur-Loire, situé à 225 Km en aval de Saint Laurent.

Rappel des notes de l'IRSN sur les accidents de Saint-Laurent

- **La première le 18 mai 2015** décrivait les accidents et concluait en constatant que les pollutions radio-actives au plutonium retrouvées dans la Loire n'étaient dues qu'aux essais de bombes atomiques et à l'accident (ou incident ?) survenu dans la piscine. Le classement 4 INES des deux accidents de fusion partielle y est justifié par le fait qu'ils n'auraient pas entraîné un risque radiologique important hors du site nucléaire.
- **La deuxième, du 17 mars 2016,**

venant après les analyses des prélèvements de Monjean (le 21/07/15), conclut au contraire que les pics de pollution au plutonium constatés dans les sédiments en 1969 et en 1980 sont dus aux accidents de Saint Laurent.

A la lecture de ces notes, nous nous étonnons :

- que la note de 2016 fournisse une conclusion radicalement différente de celle de 2015, sans l'annuler explicitement.
- que ces notes n'évoquent que la pollution au plutonium (238,239, 240) alors que celle-ci ne peut être dissociée de la pollution aux autres émetteurs α incluant essentiellement l'américium 241 à hauteur de 40%. (60% de Pu),
- que les rejets d'émetteurs α , pourtant volontaires et particulièrement élevés entre 1980 et 1985, ne soient pas pris en compte dans le bilan des rejets alors que les archives d' EDF montrent qu'ils s'élèvent à 4 Gbq pour la période 1975-1985. Par ailleurs les rejets d'émetteurs α sont légalement interdits depuis le 13 déc 1980,
- que l'IRSN soit capable de mesurer l'impact radiologique d'un accident de satellite, des essais de bombes atomiques et de Tchernobyl, mais pas de la pollution massive des deux accidents de Saint-Laurent.
- qu'elle cite "Une étude réalisée en 1980 (Thomas, 1982)", quand il s'agit en fait de mesures réalisées dans le 1er trimestre 1980, avant l'accident donc, mais qu'elle n'évoque pas les mesures de 1983 (Etude de Alain J. Thomas: "Comportement géo-chimique des radionucléides à l'amont de l'estuaire de la Loire. Contrat CNEOX n° 82/6844 - Rapport final - 1989")

Les faits avérés

L'importance de la pollution hors du site nucléaire provoquée par ces accidents peut être évaluée par :

- La présence de particules de plutonium, les plus lourdes du tableau des éléments, retrouvées à Monjean-sur-Loire très loin de Saint-Laurent (225 Km en aval). La réalité des rejets de plutonium dans le fleuve suite à ces accidents a été attestée publi-

quement le lundi 4 mai 2015 par Marcel Boiteux, directeur général puis Président d'EDF à l'époque de ces accidents.

- Le fait que les sédiments ne sont que des marquages du passage d'un très long panache de pollution. Ils n'indiquent pas l'activité radioactive volumique des rejets ni leur masse.
- Le constat de la présence de plutonium dans les matières en suspension (MES) (Etude d'Alain J. Thomas de l'Institut de Biogéochimie Marine de L'École Normale Supérieure. 1989).
- Le fait que l'IRSN n'a aucun renseignement sur le volume, la nature ni la concentration des rejets effectués par EDF pour « nettoyer » les sites accidentés. L'absence d'éléments détaillés sur les rejets ne devrait pas présumer de l'absence de pollution, mais au contraire de la volonté de dissimulation de l'importance les accidents.

En conséquence, nous demandons à l'ASN et à l'IRSN de reconsidérer le classement INES 4 des accidents du CNPE de Saint-Laurent-des-eaux pour le porter au niveau 5, car :

- la pollution aux émetteurs α hors du site nucléaire, maintenant avérée, fût importante à en juger par les marquages sédimentaires constatés 225 Km en aval et 35 ans après les accidents,
- l'impact sur l'environnement est incontestable,
- l'impact sur la santé des populations n'a pas pu être nul étant donné que toutes les grandes villes de la Loire y puisent leur eau de consommation.

Dans l'espoir que notre requête aura une suite favorable, nous vous adressons nos salutations respectueuses.

Signé par les correspondants des associations du « Collectif Loire-Vienne à Zéro nucléaire ».

Courrier de réponse de l'IRSN

Accidents nucléaires survenus à la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux A en 1969 et 1980

Requête de réexamen du classement INES

Par courrier en date du 10 mars 2020, vous m'avez interrogé, ainsi que le président de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, sur les accidents survenus à la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux en 1969 et 1980.

Dans ce courrier, vous déplorez que ces accidents ne soient pas mieux connus du public et qu'ils ne soient pas classés sur l'échelle INES au niveau correspondant à leur gravité. Après avoir brièvement rappelé le contenu des notes d'information émises par l'IRSN le 18 mai 2015 et le 17 mars 2016, vous indiquez que les conclusions qu'elles donnent vous semblent contradictoires et soulevez des questions sur la manière dont sont pris en compte les différents émetteurs α et les différentes données disponibles, sur le suivi et l'encadrement réglementaire des rejets consécutifs aux accidents de 1969 et 1980 ainsi que sur l'évaluation de leur impact radiologique.

En conclusion, vous demandez de reconsidérer le classement des accidents au niveau 4 de l'échelle INES, pour le porter au niveau 5. Vous vous fondez pour cela sur la pollution aux émetteurs α dont vous considérez qu'elle a été importante, sur l'impact sur l'environnement que vous jugez incontestable et sur l'impact sur la santé des populations dont vous indiquez qu'il n'a pu être nul.

En réponse à votre demande, il me paraît important de rappeler les quelques éléments suivants.

Les accidents évoqués dans votre courrier constituent deux des événements les plus significatifs ayant eu lieu dans des installations nucléaires françaises. Survenus, respectivement il y a 40 et 50 ans, ces accidents ont suscité un intérêt particulier à la suite de la diffusion en mai 2015, par Canal +, d'un documentaire intitulé « Nucléaire, la politique du mensonge ? ». Les deux notes que vous mentionnez dans votre courrier ont été produites par l'IRSN en réponse aux nombreux questionnements soulevés par ce documentaire.

La première, publiée le 18 mai 2015, présentait les caractéristiques des réacteurs, les conditions de déroulement des accidents de 1969 et 1980 ainsi que les éléments issus de la surveillance radiologique environnementale. Elle s'appuyait notamment sur les résultats des études radioécologiques réalisées par l'IPSN en 1993 et par l'IRSN en 2003 et concluait à l'absence de marquage en plutonium attribuable aux accidents de 1969 et 1980 dans les compartiments environnementaux directement accessibles. Pour les besoins de ces études, les sédiments de Loire analysés étaient des sédiments superficiels représentatifs des dépôts contemporains aux prélèvements.

La seconde note, datée de mars 2016, complétait la première en y ajoutant les résultats de mesures effectuées par l'IRSN sur une carotte sédimentaire prélevée en juillet 2015 dans le lit de la Loire à Montjean-sur-Loire. Alors que les études radioécologiques visaient à caractériser l'état radiologique de l'environnement propre à la période où sont effectués les prélèvements, l'étude de cette carotte avait pour objectif de retrouver dans le dépôt de

1,50 m de sédiments, un enregistrement des caractéristiques radiologiques du fleuve au cours des soixante dernières années et donc sur les périodes contemporaines des accidents. L'interprétation des résultats, et notamment des rapports isotopiques du plutonium, est exposée dans la note de 2016. Elle atteste que chacun des accidents s'est traduit par un rejet ayant entraîné un marquage de l'environnement. Les deux notes publiées par l'IRSN sont donc bien complémentaires et non contradictoires. La note de 2015 indique que les études radio-écologiques effectuées en 1993 et 2003 ne mettaient pas en évidence de marquage radiologique de l'environnement de surface attribuable aux accidents survenus en 1969 et 1980. La note de 2016 présente les résultats des mesures effectuées sur une carotte sédimentaire prélevée après la publication de la note de 2015. Elle établit que la trace de rejets de plutonium contemporains de ces accidents et présentant des rapports isotopiques caractéristiques de rejets industriels peut être retrouvée dans les sédiments enfouis à quelques dizaines de centimètres dans le lit de La Loire.

A la suite de l'enquête diffusée sur Canal +, en mai 2015, la Ministre de l'écologie, du développement durable et de l'énergie a confié au Conseil général de l'environnement et du développement durable et au Conseil général de l'économie, de l'industrie, de l'énergie et des technologies, une mission destinée à étudier les causes de ces accidents, leur gestion ainsi que leurs conséquences et la communication au public. Le rapport remis

à l'issue de cette mission, à laquelle l'IRSN a apporté son concours, est accessible sur le site www.vie-publique.fr. Il apporte des réponses étayées aux commentaires et questions abordées dans votre courrier. C'est notamment le cas pour ce qui concerne la prise en compte des émetteurs α et des données disponibles.

Entre autres informations, le rapport revient également sur le classement des accidents. Il rappelle au préalable l'origine de l'échelle internationale INES, les critères qui en définissent les niveaux et précise que la distinction entre les accidents de niveaux 4 et 5 repose sur leurs conséquences - le niveau 4 concernant les accidents ayant des conséquences locales ou n'entraînant pas de risque important à l'extérieur du site, le niveau 5 correspondant aux accidents ayant des conséquences étendues ou entraînant un risque hors du site. A partir d'une analyse détaillée des différentes données disponibles, il conclut à la pertinence du classement au niveau 4. En appui à sa conclusion, il note en particulier que la part des éléments de combustible ayant fondu est très inférieure à 0,1 % du cœur et que « le rejet de quantités importantes de matières radioactives dans l'installation est resté confiné sans une probabilité élevée d'exposition du public ». Aucun des éléments aujourd'hui à la disposition de l'IRSN ne conduit à remettre en cause la conclusion précédente.

J'ajoute qu'à la demande de l'ASN, l'Institut a expertisé les études réalisées en 2016 par EDF pour évaluer l'impact sanitaire et environnemental des rejets de plutonium en Loire à la suite des accidents ayant affectés

les installations de Saint-Laurent A en 1969 et 1980. Afin de mener à bien cette expertise, l'IRSN a analysé l'étude réalisée par EDF et a réalisé sa propre évaluation d'impact à partir des données disponibles sur les rejets, des résultats des mesures effectuées sur la carotte sédimentaire prélevée par l'IRSN en juillet 2015 et des résultats des mesures effectuées par l'institut de biogéochimie marine de l'École Normale Supérieure de Paris, en 1980 et en 1983, sur les matières en suspension dans la Loire.

Dans l'avis qu'il a publié en 2018, à l'issue de cette expertise, l'IRSN notait que les évaluations d'exposition conduisaient, concernant les impacts sanitaires, à des doses très inférieures à la limite de dose annuelle applicable au public et, concernant l'impact environnemental, à des valeurs d'indices de risque calculés très inférieures à 1, traduisant ainsi l'absence de risques significatifs pour les écosystèmes. Aussi, sur la base de l'évaluation d'EDF et de ses propres estimations, et en tenant compte des diverses sources d'incertitudes associées aux données disponibles, l'IRSN concluait que « les rejets en plutonium dans la Loire liés aux accidents survenus sur le site sont restés suffisamment faibles pour que les impacts sanitaires et environnementaux en aval du site puissent être considérés comme négligeables ».

Je vous prie de croire, Madame, Messieurs, à l'expression de ma considération distinguée.

Jean-Christophe NIEL

Rejets délibérés de plutonium dans la Loire

Michel Brun, Vice-Président du GSIEN

(Groupe de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire)

Juillet 2015, mise à jour mars 2020

Introduction

En mai 2015, un reportage de Canal + a remis dans la mare atomique les rejets liquides de plutonium, classé comme "émetteur α " (alpha), consécutif à un accident de fusion nucléaire dans un des réacteurs de Saint Laurent des Eaux en 1980. Dans sa note du 18 mai 2015, l'IRSN confirme bien les rejets liquides de plutonium abordés par Canal + mais associe « ce rejet au traitement des eaux de la piscine du réacteur » de la tranche A2, selon « les éléments d'archive dont dispose l'IRSN ». La piscine a effectivement été contaminée « lors de l'éclatement d'un conteneur renfermant un élément combustible non étanche, survenu en avril 1980 » [1] mais les rejets d'émetteurs alpha dans l'environnement n'ont pas eu pour origine ce seul incident selon les éléments d'archive dont dispose le GSIEN.

EDF a toujours eu certaines difficultés à s'exprimer sur les rejets de plutonium des vieilles tranches de Saint Laurent...

L'exploitant communique...

En juin 2015, l'ancien chef de la centrale EDF, M. André Leblond s'exprime dans la Nouvelle République : « Plutonium dans la Loire : "Rien n'a été caché à l'époque" » affirme t'il. Il s'étonne même « "qu'on semble découvrir les choses" ». « "Aujourd'hui, on laisse penser qu'on découvre des choses : ça a été sur la place publique qu'il y avait eu, à un moment donné, du plutonium rejeté" ». Et effectivement en 1988, soit huit années après l'accident de fusion, deux scientifiques, Jean-Marie Martin [2] et Alain J. Thomas [3], avaient révélé la présence de plutonium d'EDF dans les sédiments de la Loire en aval de la centrale nucléaire. Mais pas en amont. Cela signalait sans équivoque un rejet industriel d'émetteurs alpha de la centrale de Saint Laurent.

Dans les années 1980, quel a été la réaction de l'électricien national face à ces rejets de plutonium ? Le journaliste de la Nouvelle République (NR) qui interviewe l'ancien directeur semble penser qu'EDF

n'a pas beaucoup communiqué sur le sujet, à l'époque.

Question NR : « Mais EDF n'avait jamais avoué jusque-là... »

Réponse Leblond : « Et moi ? Je ne suis pas EDF ? Et je l'avais effectivement dit. 35 ans après on semble découvrir des choses. Enfin pas tout à fait 35 ans : au début on ne savait pas... Si on regarde cet incident de plutonium dans la Loire : ce n'est pas EDF qui l'a découvert. Ni le SCPRI (Service central de protection contre les rayonnements ionisants) ... C'est une étude de scientifiques qui a découvert du plutonium qui venait de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux. Je suis allé voir ce professeur pour comprendre comment il avait pu le détecter, et pas nous. Il avait un matériel plus performant et plus sophistiqué : il a pu déceler dans la Loire du plutonium qui ne venait pas de retombée d'explosions nucléaires. A l'époque il y en avait encore partout qui retombait d'explosions, d'essais, etc. Il a fait la distinction avec son matériel de laboratoire. Nous utilisons le matériel prescrit par le SCPRI. »

Question NR : « Quelle a été votre réaction ? »

Réponse Leblond : « On s'est équipé et adapté des méthodes. J'avais informé ma direction, on a acheté du matériel plus sensible. Et on a effectivement découvert de très très faibles doses... à ce moment-là, on a limité et filtré les rejets, on a stocké. Bien sûr que si ça avait pu être évité. Mais tant qu'on n'a pas su et qu'on a considéré qu'on était dans des limites admissibles... » [4]. Monsieur André Leblond prétend donc que c'est à partir de 1988, grâce à l'étude Martin/Thomas, qu'EDF aurait découvert la présence de plutonium et agit afin qu'il soit « limité et filtré ». A noter qu'il ne parle pas d'arrêt des rejets... Autre curiosité, « on n'a pas su » et dans le même temps « on a considéré qu'on était dans des limites admissibles ».

Allons-nous-en en 1988 justement, à la suite des révélations des deux scientifiques, la Nouvelle République publie un article au titre sans équivoque : « Du plutonium dans le Loire ? EDF nie ». Et c'est avec une certaine arrogance que le directeur de la centrale de Saint Laurent, un certain Leblond André, répond au journaliste : « "Si on a trouvé du plutonium dans le Loire, qu'on me le démontre !" ». Puis, il « dément que l'accident de 1980 ait pu engendrer la moindre fuite de plutonium » : « "C'est impossible" » [5] assène t-il de façon péremptoire. Et un des malheureux chercheurs qui avait fait la relation entre l'accident de fusion de 1980 et le plutonium détecté en Loire a vu sa carrière brisée pour s'être attaqué à l'empire EDF.

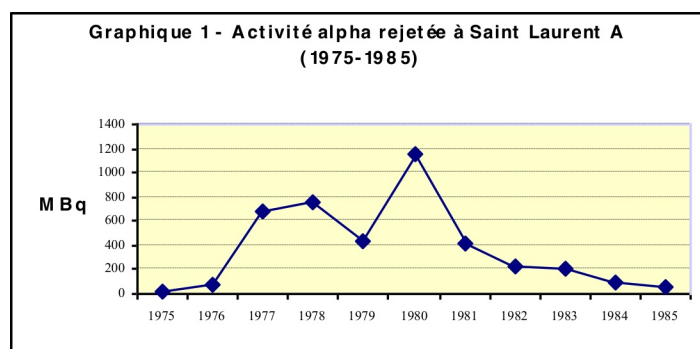
Le plutonium de Saint Laurent a été sur la place publique, certes, mais il a été farouchement nié par le chef de centrale au moment de sa découverte en

Loire. Et vingt sept ans plus tard, changement de discours : en résumé, on ne pouvait pas savoir, on n'avait pas le bon matériel pour s'en rendre compte ; dès qu'on a su on a pris les mesures qui s'imposaient. Nous verrons dans la suite de l'article qu'EDF était parfaitement au courant de la présence du plutonium dans ses rejets liquides, sans matériel « sophistiqué ». Et malgré l'interdiction réglementaire fin 1980, les rejets radioactifs directs ont perduré plus de quatre années de façon délibérée, sans que le plutonium soit limité et filtré.

Historique des rejets d'émetteurs alpha

Le graphique 1 montre l'évolution des rejets liquides direct en Loire, sans aucun traitement d'épuration du plutonium. Les valeurs sont données en million de becquerels (MBq). Comme la valeur de l'année 1984 n'est pas parvenue jusqu'à nous, nous avons pris arbitrairement le chiffre de 100 MBq pour la cohérence du graphique. Sur 10 années, le cumul des rejets d'émetteurs alpha est de 4 020 MBq (sans tenir compte de l'activité attribuée en 1984).

Le graphique 1 est réalisé à partir des Rapports annuels de la centrale et des données d'une note d'études d'EDF datée du 26 décembre 1980 [6]. La note fait le bilan des rejets radioactifs de 1973 à 1980, avec des valeurs très partielles sur les années 73-75. Les activités rejetées de 1969 à 1972 ne sont pas renseignées. Compte tenu des valeurs manquantes, l'activité réelle des rejets d'émetteurs alpha dépasse les 4 GBq.



L'origine du plutonium

Revenons sur la note d'information de l'IRSN [1] qui évoque un autre accident que la fusion de combustible pour expliquer l'origine des rejets alpha de l'année 1980 : l'éclatement d'un conteneur dans la piscine du combustible de la tranche A2 [7] (SLA2). C'est assez réducteur. Les effluents contaminés en plutonium proviennent effectivement de l'épuration des eaux de piscines des deux tranches mais aussi et surtout des eaux de dessiccation du fluide primaire, le gaz carbonique qui refroidissait le cœur des réacteurs UNGG. Le gaz carbonique était asséché en continu ce qui générerait des effluents dits chargés. Pourquoi chargés ? Parce que « la teneur en émetteur alpha [était] souvent importante (jusqu'à $26 \cdot 10^{-6}$ Ci/m³) [Près de 1 MBq/m³] notamment depuis 1977 » [6]. La note

d'étude d'où est tirée cette citation est révélatrice des pratiques d'EDF de cette période. EDF quantifie la teneur en émetteurs alpha des effluents et elle les rejette ensuite directement dans le fleuve. En toute connaissance de cause. L'activité « importante » des rejets est identifiée depuis 1977 alors que le conteneur dont parle l'IRSN a explosé le 21 avril 1980. Sans nier la contribution de cet incident dans les rejets cumulés de l'année 1980, on voit difficilement comment il aurait pu contaminer la piscine de désactivation du combustible par anticipation. Six jours après l'accident de fusion du 13 mars 1980, 131 MBq ont été rejetés en Loire, un mois avant l'explosion du conteneur en piscine. Dans une de ses annexes, la note d'étude fait un point quasi exhaustif des rejets de plutonium de la mi-76 à fin 1980 : elle a été communiquée aux principaux responsables de la centrale dont M. André Leblond qui venait d'être nommé chef de centrale le 1er septembre 1980.

L'IRSN finit par reconnaître l'impact des accidents de fusion sur l'environnement dans une note de 2016 : « Les concentrations en ^{238}Pu et $^{239, 240}\text{Pu}$ et les rapports d'activité $^{238}\text{Pu}/^{239, 240}\text{Pu}$ mesurés dans l'archive sédimentaire collectée le 21 juillet 2015 à Montjean-sur-Loire attestent de rejets d'origine industrielle dans la Loire ».

« Le pic de concentration en ^{238}Pu (1967, mais plus probablement 1969) et les valeurs du rapport d'activité associées attestent sans équivoque d'apports additionnels en plutonium d'origine industrielle dans le bassin versant de la Loire. Ces observations pourraient correspondre à l'enregistrement des rejets en Loire consécutifs à l'accident du CNPE de Saint-Laurent-des-Eaux (SLA1) survenu en octobre 1969 ».

« Les pics de concentration en ^{238}Pu en 1980 ± 2 et les valeurs du rapport d'activité observés entre 1980 et 1983 attestent sans équivoque d'apports additionnels en plutonium d'origine industrielle dans le bassin versant de la Loire aux environs du début des années 80. Ces observations pourraient correspondre à l'enregistrement de rejets effectués en Loire par le CNPE de Saint-Laurent-des-Eaux (SLA2) en 1980, voire ultérieurement dans de moindres proportions » [8].

Plutonium durable

Pour quelle raison le circuit primaire d'une centrale nucléaire est-il contaminé en émetteurs alpha ? Parce que les gaines entourant le combustible ne sont pas parfaitement étanches : on parle alors de rupture de gaine. Et des ruptures de gaines, il y en a eu en grands nombres durant l'exploitation des tranches UNGG, comme par exemple sur la tranche A1 (SLA1) en février 1980. Quand la gaine n'est plus étanche, du combustible est disséminé dans le circuit primaire. C'est pourquoi les eaux de séchage (dessiccation) du fluide primaire étaient tant chargées en plutonium.

Les ruptures de gaines ont émaillé la vie de tous les réacteurs UNGG et elles continuent de le faire sur les tranches REP.

En plus de l'accident de fusion de la tranche A2 en 1980, il y a eu un autre accident de fusion en 1969, sur la tranche A1 cette fois. Le combustible venait d'être introduit en réacteur lors de la fusion ce qui a réduit les conséquences radiologiques et facilité les travaux de réparation. Toutefois, l'uranium fondu et non récupéré en réacteur (cinq kilogrammes) s'est plus ou moins rapidement oxydé, puis il s'est déposé sous forme de fines poussières dans le circuit primaire où il y a été patiemment activé par les neutrons de la réaction nucléaire. Et ces kilogrammes "perdus" d'uranium 238, constituant principal du combustible nucléaire, ont généré du plutonium par absorption neutronique tout au long de la vie de la centrale. Le même phénomène de contamination durable s'est produit sur le réacteur A2 où deux kilogrammes n'ont pas pu être récupérés lors des travaux de réparation.

A propos des émetteurs alpha, il est impropre de ne parler que de plutonium. Il faut aussi compter avec l'américium ($\text{Am } 241$), un produit de filiation du plutonium 241. Sur Saint Laurent des Eaux A, l'américium représente 40% des émetteurs alpha et les plutoniums (isotopes 238, 239 et 240) les 60% restant [9].

Les normes de rejets radioactifs

Regardons les autorisations en vigueur pour les rejets liquides. Durant la majeure partie de l'année 1980, c'est l'arrêté du 27 juin 1979 [10] qui s'applique. Il ne fixe aucune autorisation de rejet d'émetteurs alpha mais l'interdiction n'est pas formalisée comme c'est le cas pour les rejets gazeux.

Cet "oubli" est réparé en fin d'année 1980 avec la parution d'un nouvel arrêté en prévision du démarrage de deux nouvelles tranches de type REP (SLB : Saint Laurent B1 et B2). L'interdiction du plutonium entre formellement en vigueur pour les rejets d'effluents liquides avec l'arrêté du 5 décembre 1980 [11] paru au Journal officiel le 13 du même mois.

Art. 2. — Limites annuelles des rejets. — L'activité annuelle des effluents radioactifs liquides rejetés par la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (tranches A 1, A 2, B 1 et B 2) ne doit pas dépasser :

30 curies pour les radio-éléments autres que le tritium, le potassium 40 et le radium ;
2,5 kilocuries pour le tritium.

Ces rejets liquides ne doivent en aucun cas ajouter d'émetteurs alpha à l'environnement.

Le « Rapport d'activité 1980 » de St Laurent A donne des valeurs sur les « effluents radioactifs liquides » chargés de plutonium : « Les eaux résiduelles provenant du traitement d'eau de piscine ont entraîné le rejet de 31 mCi d'émetteurs alpha (1150 MBq). Le

nouvel arrêté mentionnant que les rejets alpha étaient à exclure, la centrale a engagé (...) une étude de traitement des effluents afin d'éviter les rejets alpha et de réduire la quantité d'activité rejetée » [12]. Il serait donc possible d'éviter les rejets de plutonium et, dans le même temps, réduire la quantité de plutonium déversée en Loire. Ou comment continuer les rejets alpha tout en affichant un magnifique zéro... Cette remarque d'ingénieur fera son chemin des années plus tard. Les rejets de plutonium pourront se poursuivre en toute tranquillité. Et en toute légalité. Jusqu'à aujourd'hui ?

Les rejets liquides d'émetteurs alpha n'étaient donc pas textuellement interdits. On pourrait donc accorder un quitus pour les rejets de 1980. Ou presque car deux rejets ont lieu les 25 et 26 décembre représentant 41,4 MBq selon la note d'étude du 26 décembre 1980 [6]. Après la parution du nouvel arrêté ministériel donc.

Des rejets en Loire malgré l'interdiction

En 1981 par contre, le plutonium est formellement interdit dans les rejets, sans tergiversation possible. Normalement. La lecture du « Rapport d'activité 1981 » de la centrale EDF est instructive : « les rejets d'émetteurs alpha se poursuivent (11,4 mCi [422 MBq] en 1981 pour 31 mCi en 1980). Les études de réalisation d'un traitement des effluents liquides sont en cours. La mise en service de l'installation devrait aboutir fin 1983 » [13].

Point sur les rejets de plutonium et d'américium des années suivantes : « En ce qui concerne les émetteurs alpha, l'activité rejetée en 1982 a encore été moindre qu'en 1981 : 6,1 mCi » [14] soit 226 MBq pour l'année 1982. Aucune nouvelle de l'avancée de l'étude de traitement des effluents envisagée pour faire cesser les rejets interdits. Le « Rapport d'activité 1983 » nous apprend qu'en cours d'année, « il a été décidé de renoncer à la construction des installations de traitement des effluents projetés à la centrale SLA. La solution maintenant envisagée est de traiter les effluents par l'évaporateur TEU [Traitement des effluents usés] de la centrale SLB ». EDF a abandonné le projet des « installations de traitement des effluents » sur la centrale A à cause d'un coût de construction des installations en question trop élevé. Quant aux « rejets d'effluents radioactifs liquides », avec « 201,96 MBq » [15] en émetteurs alpha, on constate que le plutonium continue à se déverser en Loire malgré l'interdiction de fin décembre 1980.

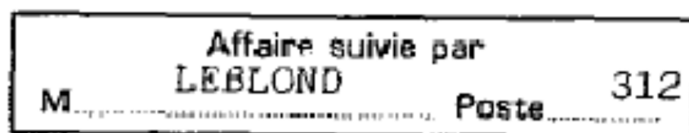
En avril 1993 les réacteurs UNGG sont définitivement arrêtés mais les déchets de type concentrats s'accumulent. Le chef de la centrale A en place à cette date dresse un bref historique des rejets massifs de plutonium : « La centrale de Saint Laurent "A" a produit des effluents liquides pollués en émetteurs α . Ces effluents ont été directement rejetés

en Loire jusqu'en 1985. A cette date, le SCPRI a imposé de procéder à un retraitement avant rejet » [16]. Cela a le mérite de la clarté.

Traitement des effluents chargés sur évaporateur

Un évaporateur, comment ça marche ? De façon simplifiée, on envoie des effluents actifs, de l'eau de piscine par exemple, dans l'évaporateur. On chauffe. La vapeur d'eau qui se forme est récupérée, condensée et stockée : c'est le « distillat ». Au fond de l'évaporateur il reste les résidus qui n'ont pas été emportés par la vapeur : ce sont les « concentrats ». Comme leur nom l'indique, ils concentrent une grande partie de la radioactivité présente à l'origine dans l'eau de piscine. A l'inverse, les distillats sont beaucoup moins actifs que l'effluent brut. Toutefois, l'opération ne permet pas de purifier complètement l'effluent de toute sa radioactivité y compris en émetteurs alpha : les distillats contiennent encore du plutonium mais ils sont tout de même rejetés en Loire via l'émissaire de rejets de la centrale B. En interne, les responsables sont au courant, l'essentiel étant que l'activité de l'effluent rejeté soit en dessous du seuil de détection qui a été défini. Ou à peu près...

Un « Essai de traitement des effluents provenant de SLA sur l'évaporateur de SLB » [17] est entrepris. La valeur officielle suite à l'essai du mois de mars 1984 est de 380 Bq/m³ d'émetteur alpha dans les effluents rejetés en Loire. C'est tout de même un chouia supérieur « au seuil de détection » légal de 370 Bq/m³ (« 10⁻⁸ Ci/m³ ») mentionné dans la note technique. Quelques jours après la rédaction de cette note, un rapport est envoyé à l'autorité de sûreté, le SCSIN (ancêtre de l'ASN) surnommé "Zinzin" en interne. Le résultat des « essais de traitement des effluents liquides radioactifs produits par la centrale A sur l'évaporateur de la centrale B » est un peu "arrangé" : « une mesure de l'activité totale de l'effluent traité (...) a donné environ 10⁻⁸ Ci/m³ » en émetteurs alpha, soit pile poil 370 Bq/m³. On ne va pas chipoter pour une dizaine de becquerels. Le rapport précise : « Ces résultats montrent que le traitement sur évaporateur a permis de ramener l'activité totale de l'effluent au-dessous du seuil de détection selon la méthode prescrite par le S.C.P.R.I. Il est donc ainsi démontré que le mode de traitement envisagé permet de satisfaire aux prescriptions réglementaires, ce qui était le but essentiel de l'essai » [18]. Tiens au fait, qui a suivi cet essai pour le compte d'EDF ?



Des rejets de plutonium « pratiquement négligeables »

Par un courrier du 6 novembre 1986 [19], la centrale de St Laurent adresse au directeur du SCPRI "tchernobilement" célèbre les résultats des « activités alpha totale » des distillats rejetés en Loire lors des campagnes n° 5 et 6. Les valeurs sont respectivement de 1 800 Bq/m³ en juin et 1 200 Bq/m³ en septembre. Soit bien au-dessus des 370 Bq/m³ réglementaires.

C'est par une télécopie que le professeur Pellerin répondra : « les campagnes de traitement des effluents des tranches A par la centrale B, effectuées de juin à octobre 1986, confirment l'efficacité de l'opération vis-à-vis des émetteurs alpha notamment, puisque les distillats présentent une activité alpha pratiquement négligeable » [20]. Sans commentaire.

Mensonges à géométrie variable

Revenons encore sur le chef de la centrale nucléaire en 1985, Monsieur Leblond, le correspondant privilégié du professeur Pellerin. En mai 1985, il a écrit au SCPRI : « Il n'y aura donc plus aucun rejet direct en Loire des effluents issus de la centrale A à compter du 1er juin 1985 » [21], date de la mise en service de l'évaporateur TEU des tranches voisines. Le boss était donc parfaitement au courant des rejets délibérés de plutonium, il suivait d'ailleurs le dossier depuis le début du projet de traitement des effluents de la centrale A sur la centrale B afin de se mettre en conformité avec la réglementation, sans empressement. En 2015, il réécrira l'histoire à sa sauce...

Un magicien à l'œuvre

Année 1992 : la campagne n° 26 va traiter 67 m³ d'effluent brut. L'analyse des résultats révèle la supercherie mise en place pour les rejets d'émetteurs alpha. Nous allons comparer le rapport de décontamination de trois campagnes différentes pour comprendre la mystification. C'est en faisant la division entre l'activité de l'effluent brut et l'activité du distillat que l'on calcule le rapport de décontamination. Cela permet de connaître le rendement de l'évaporateur pour les émetteurs alpha.

Entre l'essai de 1984 et la campagne n° 5, les chiffres du rapport de décontamination sont cohérents (147 et 197). Par contre, la campagne n° 26 a été fabuleuse, le facteur de décontamination a bondi à plus de 3500 (voir le tableau 1). Il est vrai qu'il fallait afficher une activité des distillats inférieure à 370 Bq/m³. En appliquant un facteur de décontamination cohérent, l'activité alpha aurait été de l'ordre de 4 000 Bq/m³. Cela aurait fait désordre. Peut-être même que le professeur Pellerin aurait grogné. Alors le magicien inscrit « $\alpha T < 0,2$ Bq/l » [22] dans son compte-rendu, soit une activité inférieure à 200 Bq/m³. Tout le monde

s'en contentât bien que ce soit techniquement irréalisable sur l'installation TEU.

C'est ainsi que du plutonium a pu continuer à être rejeté au delà de la limite légale. Les effluents sont allégés en plutonium, certes, mais les émetteurs alpha n'ont pas complètement disparu. Pour comprendre la manip il faut avoir à l'esprit que le zéro alpha est physiquement inatteignable à un coût raisonnable. On fonctionne donc avec des « seuils de détection », ou, de nos jours, des seuils de décision. Un courrier de Monsieur Leblond, toujours lui, à l'attention de « Monsieur le Professeur Pellerin -

| Traitement Par Évaporation | Activité Effluent Brut Bq/m ³ | Activité Distillats Bq/m ³ | "Seuil Légal" Bq/m ³ | Rapport de Décontamination |
|----------------------------|--|---------------------------------------|---------------------------------|----------------------------|
| Campagne d'essai (1984) | 55500 | 380 | 370 | 147 |
| Campagne N° 5 (1986) | 352000 | 1800 | | 197 |
| Campagne N° 26 (91-92) | 703000 | < 200 | | 3515 |

Directeur du SCPRI » devrait éclairer votre lanterne. Le courrier évoque la « phase d'essai » du traitement des effluents chargés en plutonium de la centrale A sur « les installations de la centrale B » : « Cette phase débiterait le 1er juillet 1985 et durerait une année. Elle devrait permettre de confirmer l'adaptation du traitement prévu à l'élimination des émetteurs alpha des rejets jusqu'en deçà du seuil de détection » [21]. Dans les années 1980, le seuil de détection était à 370 Bq/m³. On a donc réussi à réduire la quantité de plutonium déversée en Loire tout en l'éliminant officiellement. On peut ainsi rejeter un effluent à 350 Bq/m³ d'émetteurs alpha, par exemple, tout en inscrivant zéro sur le registre de rejet. En 1999, le seuil de décision est passé à 1000 Bq/m³... Une façon d'éviter encore mieux les rejets d'émetteurs alpha au cas où l'activité des effluents à rejeter dépasserait 370 Bq/m³, ce qui se révélera bien utile pour le traitement définitif des eaux de piscines de la centrale A lors des opération de démantèlement partiel. Mais il est vrai que le grand illusionniste Robert Houdin était originaire de Blois, la préfecture dont dépend la centrale atomique de St Laurent.

Évaporation des eaux de piscine de Saint Laurent A

Lors du démantèlement partiel des réacteurs UNGG, il fallait vidanger les piscines de refroidissement du combustible. L'eau était tout aussi contaminée en émetteurs alpha que lors du fonctionnement des réacteurs. Un traitement sur l'évaporateur TEU de Saint Laurent B aurait engorgé les capacités de traitement des effluents des tranches REP. En

conséquence, un évaporateur tout neuf a été installé dans le hall piscine de SLA1. « L'unité d'évaporation a été dimensionnée pour assurer un facteur de décontamination de 160 000 pour les radioéléments émetteurs α » [23]. Ce facteur de décontamination semblait optimum pour réduire de manière significative les rejets de plutonium. Leur activité n'aurait pas été nulle mais elle aurait été bien en dessous du seuil réglementaire de 370 Bq/m³ comme on peut le constater dans le tableau 2.

| | Effluent brut Avant Traitement | Distillat théorique Après Traitement | Distillat réel Après Traitement |
|----------------------|---|---|--|
| Piscine SLA1 | 4,90E+06 | 30,6 | 150 à 580 |
| Piscine SLA2 | 1,30E+06 | 8,1 | |
| Réservoirs G* | 6,90E+06 | 43,1 | |

* Les réservoirs G collectaient les effluents d'exploitation

Cependant, entre la théorie et la pratique il y a parfois un écart. A la place des 160 000 attendu, le facteur de décontamination tournait autour de 10 000. Les analyses des distillats révélaient parfois des valeurs supérieures à 500 Bq/m³. C'était inconcevable pour les servants de l'évaporateur. Les différents réglages essayés sur l'installation ne changeaient les résultats qu'à la marge. Les analyses au spectromètre ont été faites et refaites, en vain. Certains résultats n'étaient pas bons.

L'évolution opportune de la réglementation est venue sauver le soldat EDF. Il n'y aurait donc plus besoin de tricher même si on mesurait bien plus de plutonium dans les effluents rejetés en Loire qu'on aurait pu le faire avec une unité d'évaporation parfaite. Rappelons que même avec un rendement parfait, les distillats d'évaporation auraient tout de même contenu des émetteurs alpha.

Une possibilité existait de réduire l'activité alpha des distillats à rejeter en construisant un second évaporateur en série. Ou bien de repasser les distillats sur la chaîne d'évaporation. EDF n'a pas fait ce choix.

Seuil de détection

La notion de seuil de détection renvoi au fonctionnement d'un appareil (spectro α) qui serait en limite de ses possibilités de mesure. Ce n'est pas tout à fait le cas. Avec le même appareillage et la même quantité d'effluent prélevée, la limite de détection du plutonium varie en fonction du temps d'analyse. Les puristes finasseront sur la différence entre seuil de détection (incertitude de 50%) et seuil de décision

(incertitude de 100%) mais cela ne change pas le principe des mesures alpha liquides : plus on allonge le temps de comptage plus on gagne en précision. De la même manière, si l'on augmente le volume d'effluent prélevé on baisse la limite de détection. Il y a donc une limite de décision physique mais aussi une limite de décision réglementaire.

Evolution de la législation sur les rejets d'émetteurs alpha

Avant 1980, c'est la fête du slip, l'exploitant fait ce qu'il veut des effluents liquides chargés en plutonium car la réglementation n'est pas contraignante. EDF ne renseigne les valeurs d'activité qu'au delà de 740 Bq/m³ sur son registre des rejets communiqué au SCPRI.

A partir de décembre 1980, rappelez-vous, l'arrêté indique enfin que les « rejets liquides ne doivent en aucun cas ajouter d'émetteurs alpha à l'environnement » [11] avec un seuil de détection fixé à 370 Bq/m³. Mais la fête continue jusqu'en juin 1985.

L'arrêté de rejets du 2 février 1999 est en régression par rapport au précédent car « l'absence d'émetteurs alpha artificiels est vérifié dans les réservoirs de stockage par une analyse permettant d'assurer un seuil de décision inférieur à 1 Bq/l » [24], soit 1000 Bq/m³. Les rejets alpha restent officiellement interdits mais le seuil de tolérance est sacrément rehaussé. En triplant délibérément le seuil d'absence cela permet une certaine "souplesse" qui s'apparente à une autorisation déguisée des rejets d'émetteurs alpha jusqu'au fameux seuil.

C'est ce que fera l'ASN en 2015 en levant toute ambiguïté. Avec sa « Décision » du 19 février 2015 » [25], elle légalise les rejets de plutonium : « L'exploitant s'assure (...) que les effluents liquides ne présentent pas d'activité volumique alpha globale d'origine artificielle supérieure au seuil de décision ». Certes, pas d'autorisation formelle mais l'interdiction de rejeter des émetteurs alpha a disparu de la réglementation. Cependant, le « seuil de décision » reste fixé à « 1 Bq/L préalablement à chaque rejet d'effluents liquides radioactifs » mais l'ASN introduit un contrôle mensuel sur les réservoirs de stockage d'effluents avec un seuil de décision inférieur à « 0,37 Bq/l » (370 Bq/m³). EDF a donc de nouveau légalement le droit de rejeter du plutonium, en quantité limitée certes, du moment que l'activité alpha des effluents reste en deçà des seuils de décision officiels.

Estimation des rejets alpha actuels

La moyenne annuelle du volume de rejets radioactifs d'une tranche nucléaire française se situe aux alentours de 10 000 m³ par an (« à partir des réservoirs KER » [26]). Saint Laurent est un peu au-

dessus de cette moyenne : elle rejette de l'ordre de 23 000 m³ par an pour les deux tranches REP. En fonction du seuil de décision (0,37 ou 1 Bq/l) que l'on applique, le rejet potentiel d'émetteur alpha de la centrale de Saint Laurent des Eaux est compris entre 8,5 et 23 MBq par an. On ne peut évidemment pas prouver qu'EDF rejette autant d'émetteur alpha dans une année mais EDF ne peut pas démontrer le contraire. En toute rigueur scientifique, les centrales nucléaires françaises devraient déclarer des rejets alpha au niveau du seuil de décision.

D'ailleurs, c'est ce qui se passe pour les autres éléments radioactifs : « Les radionucléides dont l'activité mesurée est inférieure au seuil de décision (SD) donnent lieu à une activité rejetée égale au SD » [27]. L'astuce consiste à exclure le plutonium du « spectre de référence » qui dresse la liste des radioéléments les plus fréquents. Avec deux accidents de fusion à Saint Laurent, le moins que l'on puisse dire c'est que les émetteurs alpha devraient figurer dans la liste du spectre de référence, pour des raisons historiques. Et les fréquentes ruptures de gaines des réacteurs B1 (2013) et B2 (2014) de Saint Laurent devraient encourager l'exploitant à une certaine prudence en matière de contrôle des rejets. Si l'environnement est bien au cœur de ses préoccupations comme il le proclame volontiers.

Afin d'éviter toutes polémiques, EDF pourrait ainsi choisir d'abaisser ses seuils de décision d'émetteur alpha dans les effluents liquides. Le CEA présente une méthode : « La scintillation liquide α » qui « consiste à détecter des photons de scintillation émis lors de l'interaction de particules α avec le milieu organique. Méthode alternative à la spectrométrie α conventionnelle, elle permet de réduire le temps d'analyse d'un facteur 20 et d'obtenir une sensibilité 10 fois supérieure. Avec cette technique, il est possible de détecter des concentrations de ²³⁹Pu correspondant à une activité inférieure à 1 mBq/litre » [28], soit une activité inférieure à 1 Bq/m³. On pourrait alors connaître avec précision la teneur réelle en plutonium des effluents radioactifs des centrales nucléaires.

Conclusion

Jusqu'à fin 1980, EDF a rejeté allègrement du plutonium dans la Loire mais rien ne l'interdisait. De 1981 à juin 1985, les rejets liquides auraient dû être exempts d'émetteurs alpha. L'autorité de sûreté de l'époque n'a pas réussi à contraindre EDF à respecter la réglementation avant juin 1985. Par la suite, EDF a tenté de se plier à la législation mais elle a rencontré des difficultés pour la respecter strictement. Au moins, les rejets alpha n'étaient plus aussi massifs que par le passé.

De la même façon dans les années 2000, la vidange des piscines des tranches UNGG à occasionné des

rejets d'émetteurs alpha. Les distillats produits avaient une activité de l'ordre de la dizaine (théorique) à quelques centaines (réaliste) de becquerels par mètres cubes. Ils ont été rejetés en Loire en toute connaissance de cause.

Depuis 2015 les rejets liquides de plutonium ne sont plus formellement interdits. EDF ne peut pas prouver qu'elle ne rejette pas quelques millions de becquerels d'émetteurs alpha par an et par tranche. A moins d'abaisser de façon drastique les seuils de décision de ses contrôles. EDF se retranche derrière les seuils administratifs pour ne surtout pas avoir à déclarer l'activité alpha réelle présente dans les effluents liquides rejetés.

Quand on mesure du plutonium dans un effluent, peut-on continuer à considérer que le rejet n'en contient pas ?

Voici la réponse trouvée dans le compte-rendu d'une réunion sur les rejets alpha : « EDF et l'ASN conviennent que la notion d'absence d'alpha n'est pas adaptée pour les installations en démantèlement, pour lesquelles il ne peut être exclu le rejet d'émetteurs alpha artificiels.

L'ASN indique qu'il n'est pas possible de considérer que les rejets ne contiennent pas d'émetteur alpha lorsque ceux-ci sont détectés par les mesures ». Certes, ces deux dernières phrases, extraites d'un document interne EDF, ont trait aux rejets radioactifs gazeux mais on pourrait tout aussi bien les transposer aux rejets liquides des centrales nucléaires.

Mais au fait, il y aurait donc des émetteurs alpha artificiels dans les rejets gazeux des installations en démantèlement ? Effectivement. Le constat suivant a été dressé par les hommes de l'art pour les « Rejets alpha » de Saint Laurent A : « Mesures fréquemment supérieures au seuil de décision de la mesure mais inférieures au seuil de décision permis par l'arrêté » [29] de rejets. On mesure bien des "alpha" aux cheminées de rejets gazeux mais on ne les déclare pas grâce au laxisme du seuil de décision permis par l'arrêté. Un seuil élevé est donc une permission de rejet déguisée.

Depuis 2015, la nouvelle autorisation de rejets [25] régularise la situation en autorisant les émetteurs alpha dans les effluents gazeux de la centrale de Saint Laurent A à hauteur de 50 kBq par an. Il était temps : Depuis 2015, les rapports annuels indiquent un rejet moyen annuel de l'ordre de 16 000 Bq d'émetteurs alpha pour les deux tranches de Saint Laurent A.

Des rejets d'effluents émetteurs alpha, n'y en aurait-il pas également sur les tranches REP polluées par des ruptures de gaines du combustible ?

Messieurs de l'ASN et d'EDF, il va être temps de se mettre « En marche » vers la transparence...

Analyse GSIEN

Les accidents de fusion des réacteurs de la centrale de Saint Laurent des Eaux ont contaminé l'environnement en émetteurs alpha par des rejets liquides en Loire dès 1969. Les ruptures de gaines durant l'exploitation des réacteurs et l'explosion d'un conteneur à élément combustible en 1980 ont également contribué aux rejets de plutonium dans la Loire.

Pour les rejets liquides, le seuil de décision permis par l'arrêté de rejets est bien trop élevé. C'est en fait une discrète autorisation de rejet d'émetteurs alpha avec un seuil à ne pas dépasser. C'est valable à Saint Laurent mais aussi dans toutes les autres centrales REP françaises.

Il en va de même pour les rejets gazeux de toutes les tranches REP. Le seuil de décision permis par les arrêtés de rejets est de 0,001 Bq/m³ pour les émetteurs alpha. Le débit à la cheminée de rejet accolée au bâtiment des auxiliaires nucléaires d'une paire de tranches de 900 MWe est à minima de 180 000 m³/h. L'autorisation annuelle potentielle de rejet est par conséquent de l'ordre de 1,5 MBq pour une paire de tranches...

Le GSIEN demande l'abaissement des seuils de décisions pour les émetteurs alpha.

Sources :

[1] Note d'information sur les accidents ayant affecté les réacteurs nucléaires du site de Saint-Laurent-des-Eaux en 1969 et en 1980 – IRSN, 18 mai 2005

http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/IRSN_NI_Accidents-Saint-Laurent-des-Eaux-1969-1980_20150518.pdf

[2] Directeur de recherche au CNRS – Directeur de l'Institut de bio-géochimie marine, Ecole normale supérieure, Paris

[3] Maître de conférences, Université Pierre-et-Marie-Curie, Paris

[4] Plutonium dans la Loire : " Rien n'a été caché à l'époque " – La Nouvelle République, 08/06/2015

<http://www.lanouvellerepublique.fr/Loir-et-Cher/Actualite/24-Heures/n/Contenus/Articles/2015/06/08/Plutonium-dans-la-Loire-Rien-n-a-ete-cache-a-l-epoque-2357149>

[5] Du plutonium dans le Loire ? EDF nie – La Nouvelle république, 15 février 1988

[6] Effluents liquides de la centrale de St-Laurent A – EDF DSRE, 26 décembre 1980

[7] En 1980, la centrale de Saint Laurent des Eaux comprend quatre tranches nucléaires : deux réacteurs de 1ère génération de type UNGG (Uranium naturel graphite gaz) en fonctionnement, et deux autres réacteurs de 2ième génération, des REP (Réacteur à eau sous pression), en construction.

[8] Rejets de plutonium dans la Loire - Recherche d'un marquage historique au sein d'une archive sédimentaire collectée le 21 juillet 2015 à Montjean-sur-Loire – IRSN, 17 mars 2016

https://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/IRSN_NI_Rejets-plutonium-Loire_17032016.pdf

[9] Descriptif d'évaluation d'activité des concentrats

d'évaporateur provenant de St Laurent A – EDF, 1993

[10] Arrêtés ministériels du 27 juin 1979 - Autorisation de rejet d'effluents radioactifs liquides par la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (tranches A1 et A2) et Autorisation de rejet d'effluents radioactifs gazeux par la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (tranches A1 et A2)

[11] Arrêté ministériel du 5 décembre 1980 - Autorisation de rejet d'effluents radioactifs liquides par la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (tranches A1, A2, B1 et B2)

[12] EDF – GRPT Centre – Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux A – Rapport d'activité 1980

[13] EDF – GRPT Centre – Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux A – Rapport d'activité 1981

[14] EDF – GRPT Centre – Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux A – Rapport d'activité 1982

[15] EDF – GRPT Centre – Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux A – Rapport d'activité 1983

[16] Evacuation de concentrats provenant d'effluents liquides de Saint-Laurent "A" – J. Guilmin, 21 avril 1993

[17] Note technique - Effluents liquides - Essai de traitement des effluents provenant de SL A sur l'évaporateur de SL B – EDF, Centrale nucléaire de St-Laurent-des-Eaux A, 13 avril 1984

[18] Centrale de Saint-Laurent-des-Eaux A – Traitement des effluents liquides radioactifs – EDF, site de St Laurent des Eaux, 20 avril 1984 [courrier envoyé au Chef du SCSIN]

[19] Traitement des effluents liquides radioactifs de la Centrale A par évaporation à la Centrale B – EDF CPN de Saint-Laurent-des-Eaux, 6 novembre 1986

[20] Traitement des effluents liquides centrale A par installations tranches B – Activité alpha d'un effluent stocké dans T 3 – Telex du SCPRI du 10 décembre 1986 (ref. TX MEG 13258)

[21] Centrale de Saint-Laurent-des-Eaux A – Effluents liquides – EDF, 23 mai 1985 [courrier envoyé au Directeur du SCPRI]

[22] Procédure de transfert des effluents liquides de SLA à SLB – EDF CPN de Saint Laurent centrale A, 1992

[23] Traitement des eaux de piscine SLA – CNPE de Saint-Laurent-des-Eaux, 22 octobre 1999

[24] Arrêté du 2 février 1999 autorisant Electricité de France à poursuivre les prélèvements d'eau et rejets d'effluents liquides et gazeux pour l'exploitation du site nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux – Journal Officiel de la république française, 30 avril 1999

[25] Décision n° 2015-DC-0498 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 février 2015 fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n° 46, n° 74 et n° 100 exploitées par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) dans la commune de Saint-Laurent-Nouan (département du Loir-et-Cher)

[26] RARE 2010 – Rapport Annuel Rejets des Effluents chimiques et radiochimiques des CNPE en exploitation – EDF Ceidre, 31/10/2011 [page 48]

[27] Nucléaire & Environnement 2008 – Bilan 2008 des CNPE en exploitation – Rejets radioactifs et chimiques – Déchets radioactifs – EDF DPN, avril 2009 [page 6 La comptabilisation des rejets]

[28] La scintillation liquide alpha – CEA DAM (archive personnelle)

[29] Compte-rendu de la réunion EDF/ASN du 12 novembre 2009 relative aux rejets d'émetteurs alpha des sites nucléaires EDF – EDF Ciden, 09/03/2000

Centrale de Tricastin - La cuve du réacteur n° 1

Défauts sous revêtement

C'est le type de défauts qui est détecté dans le métal des cuves de certains réacteurs de 900 MWe et plus particulièrement dans le métal de la cuve de Tricastin 1. **Ces défauts ont pour origine des problèmes de fabrication**, appelés pudiquement « indications » ou « défauts sous revêtement » en langage technique. Ils sont situés dans le métal de base de la cuve juste sous le revêtement interne en acier inoxydable, dans les vingt cinq premiers millimètres d'une cuve de 200 mm d'épaisseur.

Les défauts sous revêtement, associés au vieillissement de l'acier soumis à une forte irradiation (flux de neutrons) dans la zone de cœur, pourraient provoquer la rupture brutale de la cuve en cas de choc froid. Explication de l'ASN dans une note d'information : « en cas d'accident conduisant à une fuite du circuit primaire, de l'eau froide est injectée afin d'assurer le refroidissement du réacteur. Cette injection massive d'eau froide peut conduire localement à une diminution rapide de la température de la cuve. Cette réaction est appelée « choc froid »¹.

La tranche n°1 de Tricastin 1 a été laissée en service malgré la fragilisation de sa cuve car on ne peut ni réparer ni changer une cuve. EDF est formel : « La cuve est un des éléments majeurs de la durée de vie de l'installation du fait que l'on ne peut envisager à ce jour son remplacement. Le point clé du dossier actuel pour le palier 900 MWe est le respect du critère réglementaire de la tenue de la cuve à la rupture brutale d'un Défaut Sous Revêtement (DSR) générique (en limite de détection) provoqué par un choc froid lors d'un transitoire d'Accident par Perte de Réfrigérant Primaire par une Brèche de taille Intermédiaire (APRP BI) »². Sur Tricastin 1, il n'est pas question d'un hypothétique défaut générique en limite de détection (6 mm de hauteur) mais de défauts quantifiés et caractérisés. Certains défauts dépassent 10 mm de hauteur et plus de 40 mm de longueur en tenant compte de l'incertitude de mesure.

Des cuves fragilisées

En 2010 et malgré la présence de défauts sur certaines cuves, l'ASN « considère que l'aptitude au service des cuves des **réacteurs de 900 MWe**

est démontrée jusqu'à 40 ans ». La note d'information fait état de « **33 défauts sous revêtement (...) observés sur 9 cuves, dont 20 sur la cuve du réacteur n°1 de Tricastin** ». Aujourd'hui, la cuve de Tricastin 1 a atteint les quarante années de fonctionnement.

Le tableau en fin d'article dresse une liste de 36 défauts (avec leur dimensions) sur les cuves des neuf tranches répertoriées par le Groupe permanent d'experts auprès de l'ASN, dans un document non accessible au public. On y retrouve les vingt DSR de la cuve de Tricastin 1 (TRI 1) et également un DTS (Défaut technologique de soudage).

Selon le Dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation de **Tricastin 1, c'est lors de la seconde visite décennale (VD2) en 1998 que « 17 défauts » ont été découverts**. Compte tenu de la fragilité de la cuve causée par la présence de tant de défauts, « en VD2, une modification particulière a été réalisée sur le système PTR afin d'augmenter les marges de dimensionnement de la cuve : l'eau de la bache PTR est maintenue en permanence à une température minimale de 20°C afin de réduire l'amplitude du choc froid sur la cuve en cas d'injection de sécurité »³. Le système PTR assure le traitement et le refroidissement des piscines de combustible irradié. Il permet également, à la suite d'un accident grave, d'alimenter en eau (borée) à partir du réservoir PTR les pompes d'aspersion de l'enceinte et d'injection de sécurité, les circuits de sauvegarde du réacteur.

Lors de la VD3 **en 2009**, toujours selon EDF, « **3 nouveaux défauts (...) ont été identifiés » sur la cuve de Tricastin 1** : « Ces défauts n'avaient pas été caractérisés avec l'ancien procédé d'analyse, mais il a été montré, à partir des enregistrements faits lors du contrôle précédent, qu'ils étaient déjà présents et n'avaient pas évolué ». L'exploitant était donc passé à coté de trois défauts dont **deux s'apparentent à un « cumul de défauts »**. Et pour ce cumul de défauts, « **la limite est atteinte avec un facteur de marge égal à 1 » à partir de la 4ième visite décennale (VD4). En clair et selon EDF, aujourd'hui en 2020** la VD4 étant terminée, **la cuve de Tricastin 1 peut se rompre en**

cas d'accident de type « Rupture d'une tuyauterie de vapeur 3ème catégorie »⁴ (RTV).

Malgré la fragilité avérée de la cuve de Tricastin 1 et les risques de rupture brutale en cas de choc froid, EDF entend donc poursuivre l'exploitation de cette vieille centrale au-delà des quarante années de fonctionnement.

« L'ASN a donné le 19 décembre 2019 son accord au redémarrage du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Tricastin » suite à la VD4.

« D'ici fin février 2020, EDF devra adresser à la ministre chargée de la sûreté nucléaire et à l'ASN un rapport comportant les conclusions du réexamen périodique de ce réacteur. L'ASN l'analysera et prendra position sur les modalités de la poursuite de l'exploitation du réacteur »⁵. Il se pourrait que l'ASN demande alors à EDF de maintenir la bache PTR à une température plus élevée (de l'ordre de 30°C) afin de récupérer un peu de marge à la rupture fragile en situation de choc froid.

En attendant, **Tricastin 1 fonctionne sans marge**. La production d'électricité passe semble-t'il avant la sûreté...

De l'avis du GSIEN, l'option de mise à l'arrêt définitif aurait été plus sage ou, à tout le moins, un arrêt préventif en attendant la position de l'ASN et les dispositions éventuelles à mettre en place pour continuer l'exploitation.

Notes :

¹ L'ASN considère que l'aptitude au service des cuves des réacteurs de 900 MWe est démontrée jusqu'à 40 ans – ASN, 05/11/2010 <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Aptitude-au-service-des-cuves-des-reacteurs-de-900-MWe>

² Formalisation du PIRT de l'approche thermohydraulique locale pour l'étude du transitoire « choc froid » lors d'un APRP BI – EDF SEPTEN, 26/01/2011 (cf. page 3)

³ Dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation de la tranche 1 du CNPE de Tricastin – EDF, 2010 (extrait des pages 27 et 28)

⁴ Justification à 40 ans des défauts détectés sur la cuve de TRICASTIN 1 en VD 3 – EDF SEPTEN, 25/02/2010

⁵ Arrêt pour quatrième visite décennale du réacteur 1 – ASN, 27/12/2019 <https://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controler/Arret-de-reacteurs-de-centrales-nucleaires/Arret-pour-quatrieme-visite-decennale-du-reacteur-1>

| Tranche | Visite | Altitude N° | Oriental L/C | Hauteur max Longi (mm) | Longueur ± 5mm | Type de défaut | |
|---------|--------|-------------------|--------------|------------------------|----------------|----------------|-----|
| BLA | 2 | VC20/03 | B/C1-1 | C | 8,2 ±2,8 | 15 | DTS |
| DAM | 3 | VC20/03 | B/C1-1 | L | 7,8 ±2,8 | 22 | DTS |
| FES | 1 | VC20/99-VC30/09 | C1-1 | L | 5,6 ±2,0 | 9 | DSR |
| | 2 | VC20/00 | C1-4 | L | 6,6 ±2,8 | 33 | DSR |
| | 2 | VC20/00 | C1-1 | L | 9,1 ±2,8 | 39 | DSR |
| | 2 | VC20/00 | C1-2 | L | 6,8 ±2,8 | 29 | DSR |
| | 2 | VC20/00 | C1-3 | L | 4,0 ±2,8 | 27 | DSR |
| | 2 | VC20/00 | C2-5 | L | 8,2 ±2,8 | 41 | DSR |
| TRI | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | B/C1-16 | C | non plan / ZDC | (48) | DTS |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-13 | L | 7,6 ±2,0 | 31 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-3 | L | 6,5 ±2,0 | 47 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-6 | L | 7,1 ±2,0 | 25 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-7 | L | 6,5 ±2,0 | 45 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-8 | L | 7,8 ±2,0 | 46 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-17 | L | 3,6 ±2,0 | 26 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-9 | L | 4,8 ±2,0 | 26 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-10 | L | 7,8 ±2,0 | 23 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-11 | L | 8,3 ±2,0 | 42 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-12 | L | 7,2 ±2,0 | 43 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-18 | L | 3,9 ±2,0 | 12 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-14 | L | 5,5 ±2,0 | 28 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-15 | L | 7,7 ±2,0 | 18 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-1 | L | 7,3 ±2,0 | 44 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-2 | L | 7,5 ±2,0 | 36 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-4 | L | 8,1 ±2,0 | 38 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-5 | L | 9,7 ±2,0 | 22 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-19 | L | 6,5 ±2,0 | 17 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-20 | L | 9,8 ±2,0 | 40 | DSR |
| | 1 | VC20-VP24-VC30/09 | C1-21 | L | 5,2 ±2,0 | 20 | DSR |
| CHB | 3 | VC10 - VC20/09 | B/C1-6 | C | non plan / ZDC | (33) | DTS |
| | 3 | VC10 - VC20/09 | B/C1-8 | C | non plan / ZDC | (10) | DTS |
| BUG | 5 | VC20/01 | B/C1-1 | C | 6,6 ±2,8 | 11 | DSR |
| | 5 | VC20/01 | B/C1-2 | C | 4,9 ±2,8 | 9 | DSR |
| | 5 | VC20/01 | B/C1-3 | C | 5,5 ±2,8 | 9 | DSR |
| SLB | 1 | VC10 - VC20/05 | C2-1 | L | 4,7 ±2,0 | 21 | DSR |
| SLB | 2 | VC10 - VC20/03 | C2-1 | L | 5,3 ±2,8 | 25 | DSR |

Tableau 43 : bilan des DSR au 1^{er} février 2010

Tableau extrait du Rapport au Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires – Tenue en service des cuves des réacteurs de 900MWe pendant la période décennale suivant les troisièmes visites décennales – Séance du 16 juin 2010 (ASN)

Sur « Tendance Ouest » :

Publié le 27 mars 2020 à 11h20 par Célia Caradec

Flamanville. Un délai jusqu'à 2024 pour mettre en route l'EPR

Le gouvernement a officiellement repoussé jusqu'en 2024 le délai maximal de mise en service de l'EPR de Flamanville. Le décret initial, signé en 2007, fixait à 10 ans le temps de construction. Le chargement de combustible à l'EPR de Flamanville est prévu pour fin 2022.

C'est désormais officiel. Dans un décret publié ce vendredi 27 mars, le gouvernement fixe jusqu'en 2024 le délai maximal de mise en service de l'EPR de Flamanville, en construction dans la Manche. Le décret initial du 10 avril 2007 prévoyait un délai maximal de dix ans. Un second, publié en mars 2017, avait rallongé le délai de construction à treize ans, soit jusqu'au printemps prochain.

Le texte signé ce jour par le Premier ministre Edouard Philippe et la ministre de la Transition écologique et solidaire, Elisabeth Borne, porte donc à dix-sept ans le délai de mise en service du réacteur nucléaire de nouvelle génération, qui accumule de nombreux retards depuis le premier coup de pioche, en 2007. "Cela nous permet de bénéficier de marges administratives supplémentaires par rapport au planning industriel", a réagi EDF, interrogé par l'AFP. Pour mémoire, l'EPR devait initialement rentrer en service en 2012. EDF vise désormais un premier chargement de combustible à la fin 2022, pour une facture estimée à 12,4 milliards d'euros.

Site de Flamanville INFORMATION EUROPE 1

EDF déclenche son plan pandémie à la centrale de Flamanville

12h34, le 16 mars 2020

On l'a appris il y a quelques minutes, EDF a déclenché son plan pandémie à la centrale de Flamanville dans le Cotentin, un des foyers du virus.

Le plan pandémie a été déclenché ce lundi matin à la centrale nucléaire de Flamanville, a appris Europe 1. La célèbre centrale nucléaire du Cotentin se trouve au cœur de l'un des foyers du coronavirus. EDF a donc décidé d'enclencher le plan de continuité d'activité. Seules les équipes qui assurent la sécurité et la sûreté sont autorisées à travailler sur site, soit 100 personnes au lieu des 800 habituelles. De cette manière, EDF, qui a recensé plusieurs cas de coronavirus dans ses équipes, limite sa propagation tout en assurant le bon fonctionnement des installations.

La centrale, qui compte deux réacteurs, est à l'arrêt depuis plusieurs mois pour cause de travaux. Mais du combustible est toujours présent dans les réacteurs, ce qui nécessite la présence d'équipes sur place pour surveiller que tout se passe bien. Il y a également une équipe chargée de la sécurité du site.

Une première historique

C'est la toute première fois de l'histoire qu'EDF déclenche le plan pandémie, mis en place au début des années 2000 au moment de la grippe H5N1. Son objectif : continuer à fonctionner avec seulement 60% de ses effectifs.

Pour cela EDF a mis en place des équipes réservistes : si l'équipe A qui travaille sur site est infectée, alors une B qui est actuellement chez elle, prendra le relais. Ce plan n'est pour le moment déclenché qu'à Flamanville, mais EDF pourrait le déployer sur d'autres centrales et barrages si nécessaires dans les prochains jours.

<https://www.europe1.fr/economie/information-europe-1-edf-declenche-son-plan-pandemie-a-la-centrale-de-flamanville-3955696>

Point COVID-19 et nucléaire

Échange entre la CLI et Orano la Hague

18 mars 2020

Bonjour,

Pour faire suite aux échanges que j'ai pu avoir avec le service communication du site d'Orano La Hague, veuillez trouver ci-dessous les mesures appliquées sur le site.

- Quelles mesures ont été mises en œuvre sur le site d'Orano La Hague depuis le début de l'épidémie de coronavirus ?

- Quand ont-elles été mises en place ?

Très tôt, le groupe Orano a pris la mesure de l'épidémie et les personnels ont reçu les premières consignes de vigilance dès janvier. Celles-ci ont été régulièrement mises à jour en fonction de l'évolution de l'épidémie, des consignes données par les autorités et en s'appuyant sur les recommandations de nos médecins. Les dispositions mises en place sur le site de la Hague sont les suivantes :

- Application stricte des gestes barrières

- Suspension des visites du site

- Mise en quarantaine pour toute personne revenant d'une zone dite à risque ou cluster français

- Suspension des déplacements professionnels

- Mise à disposition de lingettes désinfectantes aux postes de travail pour nettoyer les PC, téléphones...

- Renforcement du nettoyage des locaux et bureaux : nettoyage des poignées de porte, des rampes d'escaliers, ...

- Annulation des événements en interne et en externe

- En complément : - depuis le 13 mars, il est demandé au personnel de prendre sa T° deux fois par jour à son domicile depuis le 16 mars :

- restaurants d'entreprise : mise en place d'horaires de passage aux restaurants pour respecter une distance minimale de 1m dans la file d'attente et à table ; suppression de l'ensemble des prestations en libre-service, distribution des couverts après les caisses (ainsi que pain, sel et poivre) ; distribution bouteilles d'eau et suppression des carafes.

- Extension du télétravail pour les salariés dont la présence sur site n'est pas nécessaire à la production en sûreté sécurité, aux projets et à l'encadrement de ces activités.

- Pour les ateliers de production, il a été demandé de restreindre le personnel présent à l'effectif minimum d'exploitation pour constituer des équipes de réserves et l'accès aux salles de conduite n'est autorisé qu'au personnel de production et de sûreté.

- Quelles sont les activités en cours ? Quelles

sont les activités à l'arrêt ?

- UP2-800 est actuellement en arrêt programmé de maintenance.

- Nous organisons depuis ce mardi 17 mars, la mise à l'arrêt progressif des installations de traitement d'UP3 en toute sûreté. Ces opérations de mise à l'arrêt vont prendre environ 10 jours. Concrètement, seuls les ateliers en charge de la réception des combustibles usés et de l'expédition des matières premières seront maintenus en activité.

- Quels sont les effectifs sur site ? Astreintes ?

- Les astreintes se poursuivent selon l'organisation habituelle.

- Seul l'effectif requis pour la surveillance des installations, les projets stratégiques et les missions de suivi réglementaire seront alors sollicités, soit moins de 10 % de l'effectif global du site.

Cordialement,

E Lunel

Chargé de mission des CLIs de la Manche

Orano renonce à démarrer l'usine de la Hague

France Info Par S.Rouil /L.A

[Mise à jour du jeudi 27 mars]

Ce jeudi matin, la direction d'Orano a déclaré renoncer à redémarrer l'usine : "en lien avec l'ARS, il est apparu que le contexte sanitaire local ne permettait pas de reprise dans les ateliers".

Le syndicat CGT s'interroge sur la pérenité de cette annonce "quid de la semaine d'après ?"

Vers une reprise progressive de l'activité ?

La direction de l'usine Orano la Hague proposera ce jeudi aux syndicats « une reprise progressive de l'activité » c'est-à-dire potentiellement un redémarrage de l'usine UP3 et donc du recyclage du combustible usé en provenance des centrales nucléaires.

"Cette option sera partagée demain en CSE. La discussion reste ouverte sur le sujet. Nous ne ferons dans tous les cas aucun compromis s'agissant de la sûreté et de la sécurité" a tenu à préciser Orano.

La direction avait pourtant annoncé mardi 17 mars l'arrêt progressif des installations. Dans un contexte de crise sanitaire, il s'agissait notamment de renvoyer le plus de salariés possibles chez eux. "La mise en place ces dernières semaines de nouvelles dispositions avec notamment des marquages au sol, la fermeture des cantines, le port des masques ont été concluant" indique Orano, qui affirme que les conditions sont désormais réunies

pour envisager une reprise progressive de l'activité.

Un point de vue que ne partage pas la CGT. "Tous les sites nucléaires, EDF, l'EPR mais aussi Naval Group sont à l'arrêt. Pourquoi redémarrer l'usine de la Hague ?" Le syndicat s'inquiète. "Si – du fait du virus – des salariés venaient à s'absenter. Cela pourrait contraindre à stopper UP3 en urgence, dans des conditions de sûreté qui ne seraient pas optimales."

Aucun calendrier n'a pour le moment été communiqué. 5000 personnes travaillent d'ordinaire sur le site. Elles sont moins de 1000 aujourd'hui. La reprise de l'activité pourrait amener Orano à rappeler certains de ses salariés, « mais nous ne savons pas encore combien » indique le groupe.

Lettre du représentant syndical FO au préfet de la Manche

26 mars 2020

M. le Préfet,

en tant que secrétaire général de l'Union départementale FO de la Manche (et aussi en tant que secrétaire général de la branche Atome FO au plan national), je souhaite vous faire part de l'opposition de notre syndicat FO de l'établissement au redémarrage de l'usine UP3 de La Hague qui serait demandée par le Gouvernement.

En effet les installations de production ont été mises à l'arrêt depuis peu de temps compte tenu du délai nécessaires aux procédures.

À ce jour :

- les installations nucléaires de l'établissement, hors celles nécessaires aux échanges avec EDF (réception de combustible, expédition de PuO₂), sont dans la meilleure configuration de sûreté ;

- les risques liés sont maîtrisés, la réception des combustibles usés ; le risque sanitaire pour les salariés et la population sont réduits ;

- l'impact économique pour Orano comme pour les sous-traitants pourra être minimisé en réalisant le programme de production sur le reste de l'année comme cela se fait habituellement en cas d'aléa (exemple : changement de la roue du dissolvant l'an dernier).

Nous attirons l'attention sur le coût de cette décision, encore accru s'il faut faire marche arrière dans quelques jours, et sans compter les conséquences néfastes sur l'outil qui supporte difficilement ces manipulations.

Aussi une décision de redémarrage, dans un

contexte annoncé d'arrivée de la "vague" de l'épidémie dans notre région dans les jours à venir, ferait prendre des risques inconsidérés aux salariés et leurs familles, à la population, et qui sait aux installations et à l'environnement.

C'est pourquoi FO y est fermement opposée et, je vous l'indique, est déterminée à utiliser tous les moyens à sa disposition pour s'y opposer.

Bien entendu nous considérons que la population du Cotentin a le droit d'être informée sans délai de ce projet de décision insensée.

En tant que 2ème vice-président de la CLI Orano LH, je saisis le bureau et demande une réunion en urgence.

Je reste à votre disposition avec mes camarades du syndicat Orano La Hague pour vous apporter toute précision nécessaire.

Veillez agréer M. le Préfet mes salutations distinguées.

Yann PERROTTE

Mail du chargé de mission de la CLI aux membres de l'Assemblée Générale

27 mars 2020

Suite au conseil de surveillance du CHPC (Centre Hospitalier Public du Cotentin) de ce jour voici un point sur la situation et les évolutions à venir.

La reprise des activités industrielles du cotentin est appréhendée comme un facteur aggravant et dégradant le bénéfice obtenu par le confinement actuel. Les déplacements des personnes, des professionnels en provenance des régions à risque covid19 vers le Cotentin et l'accueil des populations déplacées sont des vecteurs de propagation du virus.

Les élus du conseil de surveillance recommandent, pour ne pas amplifier la prise en charge à venir et attendue au CHPC, de maintenir les mesures de confinement et, au préfet de la Manche, de revoir les autorisations de reprises d'activités et de les limiter pour les activités sensibles et pour les établissements nucléaires le strict maintien des installations en surveillance de sécurité, de sûreté avec les personnels dédiés en préservant ainsi des effectifs de réserve opérationnels.

Aussi, le service communication d'Orano La Hague a informé la CLI en début d'après-midi que la direction d'Orano La Hague avait annoncé ce matin lors d'une réunion avec le CSE (Comité Social et économique), qu'il n'y aurait pas de redémarrage d'atelier supplémentaire la semaine prochaine.

Face à l'épidémie de Covid 19, l'ASN adapte son mode de fonctionnement tout en maintenant son niveau d'exigence dans le contrôle des installations nucléaires

Publié le 26/03/2020 à 09:26

Note d'information

Les conséquences de l'épidémie de Covid 19 sur les activités nucléaires doivent être distinguées selon la nature des exploitations.

De nombreuses installations nucléaires dont le fonctionnement n'est pas indispensable à la continuité de l'activité du pays, exploitées notamment par le CEA, Orano ou l'Andra, ont été mises à l'arrêt et sont maintenues en état sûr. La plupart des chantiers, notamment de démantèlement, ont été suspendus. Orano a maintenu des activités nécessaires au fonctionnement des centres de production d'électricité nucléaires d'EDF en matière d'évacuation des combustibles usés, de retraitement, et d'approvisionnement des usines de production du combustible neuf.

S'agissant des centrales nucléaires, EDF privilégie l'exploitation indispensable à la fourniture d'électricité et étudie actuellement les conditions de poursuite des activités de maintenance des réacteurs lors des arrêts pour rechargement.

Dans ce contexte, l'ASN maintient son haut niveau d'exigence vis-à-vis des exploitants nucléaires.

Le travail d'instruction de l'ASN se poursuit normalement, en lien avec l'IRSN, à l'exception de certaines études spécifiques, par exemple celles nécessitant des moyens de calcul dédiés qui ne sont pas accessibles à distance.

L'ASN adapte son dispositif de contrôle de terrain en prenant en compte trois principes :

- suppression des contacts physiques directs non indispensables, afin de limiter la propagation du virus ;
- priorité donnée au contrôle des installations en fonctionnement ;
- maintien d'activités de contrôle de manière proportionnée aux enjeux.

Dans ce contexte, les inspections avec déplacement sur site sont suspendues, sauf nécessité (par exemple en cas d'événement significatif pour lequel le recueil des premiers éléments nécessiterait une inspection sur site). Pour les installations qui continuent à fonctionner, et en particulier pour les réacteurs EDF et les installations d'Orano, les inspections avec déplacement sur site sont remplacées par des contrôles à distance, portant notamment sur l'examen de docu-

ments liés à l'exploitation courante (relevés d'essais périodiques, documents de conduite, etc.) accompagnés d'audioconférences avec l'exploitant. Ce type de contrôle à distance pourra être poursuivi, en étant adapté, y compris dans le cas où les effectifs présents sur site seraient fortement réduits du fait de la mise en œuvre des mesures du plan de continuité d'activité.

Pour les installations à l'arrêt, l'ASN échange avec les exploitants concernés sur les modalités pratiques de maintenance et de mise en sécurité des installations ainsi que sur les conditions de leur futur redémarrage. Ces échanges portent notamment sur les adaptations envisageables en matière de périodicité des contrôles et essais.

D'autre part, l'inspection du travail de l'ASN, compétente pour le contrôle dans les centres de production d'électricité, s'est organisée pour pouvoir assurer son rôle de surveillance des conditions de travail des salariés aussi bien pour ceux d'EDF que pour ceux des entreprises prestataires intervenant sur sites.

Ainsi, dans la situation actuelle de pandémie Covid 19, l'ASN a été amenée à alerter EDF sur la situation de salariés d'entreprises prestataires, en lui demandant de définir clairement quelles sont les activités de maintenance ou de logistique pour lesquelles une continuité est indispensable afin qu'il n'y ait pas d'ambiguïté pour ces entreprises et leurs salariés, et de veiller à ce que les conditions de santé et sécurité soient communiquées et mises correctement en place sur les sites pour tous les salariés.

Les inspecteurs du travail de l'ASN ne se déplaceront physiquement sur les sites EDF que pour des motifs d'urgence et de gravité, nécessitant leur présence sur site.

Dans le cadre de la mise en œuvre des améliorations de sûreté post-Fukushima, EDF a par ailleurs fait évoluer ses plans d'urgence interne (PUI) afin d'intégrer de potentielles difficultés d'accès aux sites, qui pourraient rendre plus difficile le grèvement complet des équipes de crise locales (grèvement progressif du PUI). Ces évolutions du PUI, instruites par l'ASN avec l'appui de l'IRSN, ont fait l'objet de mises en situation concrètes lors d'exercices inopinés (voir par exemple la lettre de suite relative à l'inspection du 12 juin 2019 sur le site de Chinon B [voir ci-dessous]) qui ont permis de vérifier qu'EDF était en mesure de gérer un plan d'urgence interne en mode très dégradé, si une telle situation venait à se produire.

Des échanges réguliers ont lieu, par audioconférence, entre les exploitants et l'ASN, à la fois au niveau national et au niveau local, pour partager l'évolution de la situation et ses conséquences.

Exercice de crise à Chinon

Inspection de l'ASN

Objet : Contrôle des installations nucléaires de base CNPE de Chinon – INB n° 107 et 132

Inspection INSSN-OLS-2019-0681 du 12 juin 2019

« Organisation et moyens de crise »

Réf. : [1] Code de l'environnement, notamment son chapitre VI du titre IX du livre V

[2] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (INB)

[3] Décision ASN n° 2017-DC-0592 du 13 juin 2017 relative aux obligations des exploitants d'NB en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et au contenu du plan d'urgence interne

[4] Décision ASN n° 2013-DC-0360 modifiée du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB

[5] Plan d'urgence interne (PUI) de site – D.5170/NR.522 – indice 6

Monsieur le directeur,

Dans le cadre des attributions de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) précisées en référence concernant le contrôle des installations nucléaires de base prévu au code de l'environnement, une inspection inopinée a eu lieu le 12 juin 2019 sur la centrale nucléaire de Chinon sur le thème « Organisation et moyens de crise ». 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

L'inspection avait pour objectif d'examiner l'organisation du site vis-à-vis de la gestion d'une situation d'urgence. Six inspecteurs et un expert de l'IRSN ont ainsi procédé dans un premier temps à un exercice de crise en dehors des heures ouvrées pour vérifier la capacité du site à gérer une situation d'urgence lorsque les voies de communications routières sont encombrées et que le site est isolé.

Dans un second temps, les inspecteurs ont examiné, par sondage, la gestion des formations des équipiers du PUI (définis à l'article 1.1 de l'annexe de la décision [4]), les conventions avec les intervenants extérieurs, la planification des exercices, le suivi du retour d'expérience associé et des essais périodiques de matériels de crise.

L'organisation mise en œuvre par la centrale nucléaire de Chinon pour la gestion de crise lorsque le site est isolé est apparue perfectible. Vous devrez notamment vous assurer que les différents personnels susceptibles d'intervenir dans la gestion des situations d'urgence soient formés de manière adaptée, aussi bien dans l'application et la connaissance des procédures que dans la capacité d'apprécier la situation. Vous devrez également améliorer la gestion et l'utilisation des moyens mobiles permettant de réaliser des prélèvements et des mesures à l'intérieur ou à l'extérieur de l'établissement. Cet écart fait l'objet d'une demande d'action corrective prioritaire.

Scénario de l'exercice

Le scénario proposé consistait tout d'abord au passage d'une tornade aux abords du site à 7h00, en amont sur la Loire, engendrant de nombreux débris qui s'accumulent à l'entrée de la source froide du site. En parallèle, des dégâts exceptionnels bloquent de nombreux axes routiers devant permettre aux

équipes d'astreinte de rejoindre le site et abîment certains réseaux de communication. L'exercice a débuté à 7h15 avec les données précédentes. Afin de faciliter le contrôle, l'évènement ne se déroule fictivement que sur les réacteurs n° 1 et 2 sans engendrer d'actions au niveau du fonctionnement des réacteurs.

Les inspecteurs et l'expert de l'IRSN ont tout d'abord simulé l'apparition de deux alarmes indiquant la perte de la source froide et ont observé les réactions de la cheffe d'exploitation (CE) face à la situation. Les procédures prévoient l'application du logigramme d'orientation initiale (LOIC) par la CE, la conduisant à décider en concertation avec PCD1 (directeur de crise du site) à mettre en place le PUI. Le scénario prévoyant l'incapacité de joindre PCD1 ainsi que le PCP (poste central de protection, en charge notamment de réaliser certaines alertes du site), les procédures conduisent la CE à décider seule de mettre en place ce PUI et d'effectuer les alertes internes à EDF. Le niveau national doit dans ce cas réaliser les alertes des pouvoirs publics, déchargeant ainsi le site.

Le PUI a été déclenché à 7h30, les alertes sur le site l'ont été à 7h40 et l'ASN a été alertée par le niveau national à 8h15. Compte tenu de la situation et des biais d'exercices, l'ASN considère que les prises de décisions et les alertes ont été réalisées dans un délai acceptable. Les inspecteurs soulignent par ailleurs le professionnalisme de la cheffe d'exploitation et sa maîtrise des procédures.

Les inspecteurs se sont ensuite répartis pour observer l'ensemble des intervenants dans la gestion de la situation d'urgence simulée. L'expert de l'IRSN est resté en salle de commande du réacteur n° 2 pour injecter les différentes étapes du scénario, un inspecteur s'est rendu au local technique de crise, deux inspecteurs ont suivi les diverses actions sur le terrain et les trois autres se sont rendus dans le local de gestion de crise. La prescription n° 30 du PUI [5] dispose que chaque poste de commandement (PC) doit être opérationnel dans un délai d'une heure maximum après l'alerte. Les inspecteurs ont pu vérifier que les astreintes se sont présentées au local de gestion des situations d'urgence en moins d'une heure, à l'exception d'un agent (remplacé par un agent habilité qui n'était pas d'astreinte). Simulant les difficultés d'accès au site, les inspecteurs ont demandé à certains équipiers du PUI de ne pas rejoindre immédiatement leur poste, afin d'obtenir un grément restreint des différents PC de crise du site (soit 2 à 3 équipiers par PC).

Les équipiers du PUI présents au local de gestion des situations d'urgence et au local technique de crise ont commencé par appliquer les procédures « classiques » en cas de PUI. Ce n'est qu'au bout de quelque temps, souvent sur sollicitation des inspecteurs, qu'ils se sont dirigés vers les procédures prévues lorsque le site est isolé et qu'il n'y a que très peu d'équipiers présents dans l'organisation de crise. Ces procédures sont présentes sous forme de livrets dans lesquels les actions sont priorisées et à répartir entre les équipiers présents. Les équipiers du PUI ont appliqué leurs procédures et un premier point de concertation a été organisé à 9h00.

Le scénario prévoyait ensuite l'arrivée des autres équipiers du PUI, auparavant renvoyés pendant environ une heure pour simuler l'isolation du site, afin de mettre en place de façon progressive l'organisation de crise et d'appliquer les procédures « classiques ».

A. Demandes d'actions correctives

Lors de l'exercice, des actions liées à la surveillance de l'environnement ont été observées. Le site a indiqué qu'il disposait de deux véhicules. Cependant, l'un d'eux était en réparation à l'extérieur du site.

L'autre véhicule ne permettait pas de réaliser des mesures de dosimétrie en raison du dysfonctionnement de la sonde gamma Tracer. Croyant que la panne était due à un défaut d'alimentation de la sonde, l'opérateur a essayé de démarrer un moteur pendant 10 minutes. Cette mise en service n'a cependant pas permis de rendre la sonde gamma fonctionnelle. Son dysfonctionnement avait été constaté en mars 2019 (soit 3 mois avant l'inspection) mais aucune remise en état n'avait été réalisée.

En outre, la fiche d'action de l'équipier PCC4.1 (page 13/21) de la procédure PUI SACA (sûreté aléas climatiques et assimilés) référencée D.5170/RC 033 indice 1 demandait la réalisation de deux gammes : l'une relative au contrôle de l'inventaire du matériel devant être présent dans le véhicule ; la seconde relative au contrôle du bon fonctionnement du matériel de mesure.

Après échanges avec le service en charge de ces contrôles, il s'avère que le déroulement complet de ces gammes nécessite plusieurs heures. Ces constats montrent, d'une part, que le véhicule ne serait pas opérationnel en cas de situation d'urgence et, d'autre part, qu'il existe des divergences entre les exigences des documents et la nécessité d'être réactif en situation d'urgence. Par ailleurs, il a été indiqué aux inspecteurs que la note PUI SACA avait été diffusée et lue par chaque équipier de crise. Les agents ont cependant indiqué qu'une mise en situation aurait permis d'identifier ces difficultés de mise en œuvre.

Le troisième tiret du I de l'article 3.1.1 de la décision [4] dispose que « [l'exploitant dispose] d'un moyen mobile lui permettant en toutes circonstances, notamment en cas d'incident ou d'accident, de réaliser des prélèvements et des mesures à l'intérieur ou à l'extérieur de l'établissement. Il dispose en outre d'un second moyen mobile présentant des fonctionnalités et des performances équivalentes au premier, notamment pour pallier toute indisponibilité du premier. ».

L'article 6.3 de l'annexe de la décision [3] dispose que « les moyens matériels identifiés pour la gestion des situations d'urgence comprennent les moyens mobiles de prélèvement et de mesure dans l'environnement mentionnés au I de l'article 3.1.1 de la décision du [4]. »

L'article 6.4 de l'annexe de la décision [3] dispose que « les moyens matériels identifiés pour la gestion des situations d'urgence, situés à l'intérieur ou à l'extérieur de l'établissement, sont localisés, entretenus, testés et vérifiés régulièrement. »

L'article 6.5 de l'annexe de la décision [3] dispose que « les moyens matériels mobiles identifiés pour la gestion des situations d'urgence sont maintenus disponibles et opérationnels. »

Il n'existe donc qu'un seul moyen mobile pour réaliser des mesures dans l'environnement et celui-ci n'est pas opérationnel.

Demande A1 : je vous demande, sous un mois, de vous organiser de façon à disposer d'autant de véhicules que l'exige la décision [4] et de vous assurer de la disponibilité et de l'opérabilité de ceux-ci. Ces véhicules devront disposer des appareils de mesure nécessaires, conformément à cette même décision.

Formations

Les inspecteurs ont consulté les carnets individuels de

formations de trois des équipiers de crise d'astreinte du jour. La traçabilité et le suivi des formations sur les carnets inspectés sont satisfaisants. La nomination de ces agents était formalisée dans un document. En 2020, EDF mettra en œuvre l'Équipe situation extrême (ESE), qui permettra de réaliser à la fois des actions de conduite et de gestion de crise sur un site isolé pendant 24 heures (hypothèse forfaitaire) à la suite d'un aléa naturel extrême. Dans l'attente de cette mise en œuvre, EDF a introduit en 2018 dans les PUI la « reconstruction progressive de l'organisation de crise » afin d'engager au plus tôt les actions possibles en fonction de la situation et des moyens disponibles, sans attendre le grément complet de l'organisation de crise locale. Cependant, lors de l'exercice, les inspecteurs ont constaté que la mise en place de cette « reconstruction progressive de l'organisation de crise » était difficile. Les équipiers ont utilisé tardivement les procédures prévues en cas d'isolement du site.

L'article 4.2 de l'annexe de la décision [3] dispose que « le développement et le maintien des compétences des équipiers de crise reposent notamment sur des formations, des exercices de crise et des mises en situation. La formation, qui porte notamment sur le contenu du plan d'urgence interne, est renouvelée périodiquement. Elle est en outre renouvelée à chaque évolution notable du plan d'urgence interne et chaque fois que nécessaire, notamment en cas de changement d'affectation à une fonction PUI. L'exploitant s'assure périodiquement que le contenu des formations, des mises en situation et des exercices est adapté aux compétences requises des équipiers. »

L'information sur ce sujet a été faite via la lecture des procédures que les équipiers de crise auraient à mettre en œuvre ; chaque équipier attestant de la bonne connaissance par une signature du document. Les constats réalisés lors de cette mise en situation montrent que cette modalité de sensibilisation est insuffisante et ne constitue pas une formation.

Demande A2 : je vous demande de renforcer la formation prévue sur la « reconstruction progressive de l'organisation de crise ». Cette formation peut par ailleurs être complétée par des mises en situation ou des exercices.

Exercices

Un exercice de crise a été réalisé lors de l'inspection.

Le II de l'article 7.6 de l'arrêté [2] dispose que « les exercices et les situations d'urgence réelles font systématiquement l'objet, respectivement, d'une évaluation ou d'un retour d'expérience. Si nécessaire, le plan d'urgence interne est mis à jour et modifié au vu des enseignements tirés. »

Cet article est repris à la prescription n° 140 de votre PUI [5] : « Tout exercice global fait l'objet d'une évaluation permettant au besoin la mise à jour du PUI. L'analyse est formalisée dans un compte-rendu. »

Demande A3 : je vous demande de prendre en compte les dys-fonctionnements relevés et d'identifier des actions correctives adéquates. Vous me transmettez le compte-rendu de l'exercice et les mesures correctives associées.

Les inspecteurs ont constaté, au regard du programme d'exercices de 2018 et 2019, que le nombre et les types d'exercices étaient conformes aux exigences édictées par la réglementation et par les prescriptions que vous avez fixées. En outre, chaque exercice fait l'objet d'un retour d'expérience faisant émerger des actions correctives ou des axes d'amélioration. Le traitement de certaines de ces actions est indiqué dans le corps des comptes rendus d'exercices, mais il

n'existe pas de recueil ni de suivi centralisé. Ce suivi repose uniquement sur les ingénieurs PUI, ce qui ne permet pas de capitaliser le retour d'expérience à long terme.

Demande A4 : je vous demande de formaliser le suivi des axes d'amélioration et des actions correctives identifiés par le retour d'expérience des exercices et des situations réelles.

Moyens d'alerte et de communication

Lors du déclenchement des alertes sur le site par la CE, la procédure « en progressivité » ne prévoit pas, en cas d'indisponibilité du PCP, le déclenchement du Code National d'Alerte (CNA) qui indique au personnel, par une sirène, de se rendre immédiatement dans les points de regroupement. Or, l'alerte est actuellement prévue via un message diffusé par des haut-parleurs qui ne sont pas audibles sur tout le site, contrairement au CNA.

L'article 8.1 de l'annexe de la décision [3] dispose que « l'ensemble des personnes présentes dans l'établissement est alerté en cas de situation d'urgence et informé des consignes et dispositions prévues pour sa protection. »

Demande A5 : je vous demande de mettre à jour en conséquence la procédure du livret PCL1.

Le partage des informations entre les différentes équipes de l'organisation de crise repose principalement sur l'outil « SI Collaboratif ». Les inspecteurs ont volontairement retardé l'arrivée des équipiers PUI responsables de la mise en œuvre de cet outil. En conséquence, les inspecteurs ont observé que la transmission de l'information entre les différents PC a été rendue très difficile. Les inspecteurs notent la bonne réaction de la CE et des membres des PC utilisant le guide de mise en œuvre de cet outil alors que l'initialisation de ce dernier n'est pas dans leurs procédures. Ils relèvent en outre que la CE ne disposait pas de « message de synthèse » en progressivité. Une fois l'organisation de crise complétée, l'utilisation de cet outil était fluide ; les inspecteurs ont cependant noté que l'organisation de crise dépend fortement de cet outil et que tant que les équipiers devant l'utiliser et l'initialiser n'étaient pas présents, l'organisation n'était pas fonctionnelle. Ils notent également que le niveau national d'EDF a la possibilité d'initialiser cet outil pour le site. La disponibilité des moyens de transmission des messages entre les différents postes de commandement est assurée sur le site de Chinon par la diversité des systèmes de communication. Cette diversité semble méconnue des équipiers de crise.

Demande A6 : je vous demande de vous assurer de la bonne diffusion de l'information entre les PC de l'organisation de crise, indépendamment de l'utilisation du SI collaboratif. Je vous demande de bien vouloir me transmettre les comptes rendus des exercices que vous réaliserez pour vous en assurer.

Dans les procédures de la CE, il est prévu que lorsque le PCD1 n'est pas joignable, la CE active le système prévenant les astreintes. Seuls les codes de déclenchement permettant d'alerter les astreintes pour une situation réelle étaient disponibles. Il n'a donc pas été possible de les alerter pour un exercice.

Demande A7 : afin de réaliser des exercices ou mises en situation dans un tel cas, je vous demande de prévoir des codes « exercice » à la disposition des CE des deux paires de tranche.

Installation désaffectée

Les inspecteurs ont noté que l'installation expérimentale de mesure de tritium en cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires, repérée 9 YEV et désaffectée depuis 2003, se dégrade très fortement. Cette installation n'a plus aucun caractère opérationnel et est obturée aux deux extrémités. Compte tenu de sa localisation historique, en lien direct avec la cheminée DVN, les éléments métalliques qui la constituent doivent être considérés comme des déchets nucléaires et traités comme tels. Il n'est donc pas acceptable de laisser la corrosion de ces éléments se poursuivre.

Demande A8 : je vous demande de réaliser, avant le 1^{er} janvier 2020, une étude relative au démantèlement immédiat de cette installation désormais inutile et de me la transmettre.

B Demande d'informations complémentaires

Lors de l'inspection des véhicules environnement, l'opérateur a indiqué que la sonde gamma Tracer indisponible depuis mars 2019 pouvait être remplacée par un dosimètre opérationnel.

Demande B1 : je vous demande de me démontrer que les valeurs obtenues par un dosimètre opérationnel sont équivalentes à celles obtenues à l'aide d'une sonde gamma.

C. Observations

Accès des inspecteurs sur le site

C1. Pour des raisons techniques liées au site, la durée de réalisation des formalités d'accès à l'intérieur du site des inspecteurs a été longue (une heure).

C2. Les procédures de l'exploitant prévoient lors d'une inspection non annoncée menée par l'ASN que cette dernière fournisse une lettre de mission. La lettre de mission n'a pas de caractère réglementaire.

Utilisation du KIT

C3. La mise en œuvre du KIT (outil informatisé de suivi des paramètres de tranche) est assurée par l'agent ELC3 au local technique de crise. Tant que cet agent n'est pas présent, l'équipe locale de crise doit travailler sans cet outil. J'ai bien noté que vos équipes s'entraînent régulièrement à gérer des crises sans KIT, outil non classé de sûreté. Il paraîtrait cependant pertinent de réfléchir à une organisation permettant à tout autre agent gréant le LTC de mettre en œuvre le KIT, compte tenu de la perte significative de confort et de temps engendrée par l'absence de cet outil informatique.

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, à l'exception de la demande A1 pour laquelle une réponse est exigée sous 1 mois. 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.

Le Chef de la division,
Signé par Alexandre HOULÉ

Site du Bugey : lettre de la présidente de la CLI.

23 mars 2020

Madame, Monsieur,

Permettez-moi de m'adresser à vous en cette période très particulière de confinement que nous vivons tous depuis une semaine. Tout d'abord, j'espère que vous allez bien ainsi que vos proches et je formule le souhait que nous puissions nous retrouver bientôt en CLI après cet épisode difficile que nous traversons et durant lequel il est, plus que jamais, essentiel que nous restions solidaires.

Vous le savez, les périodes de crise sont fortement propices à la diffusion de fausses informations. Le développement de rumeurs dans un contexte marqué par de nombreuses incertitudes est un phénomène connu et systématique qui n'a comme objectif que celui de créer de la confusion et de la méfiance vis à vis de tous les émetteurs d'information.

Aussi ai-je trouvé nécessaire de vous adresser un point d'information, à date, sur la situation de la centrale du Bugey avec laquelle je suis en contact régulier.

Depuis le début de la crise, EDF a mis en place un dispositif pour protéger ses salariés et garantir la sécurité d'approvisionnement en électricité à court terme mais aussi à moyen terme lorsque l'économie redémarrera. Les décisions sont prises en lien étroit avec le gouvernement pour s'assurer du bon fonctionnement du secteur de l'énergie jugé comme essentiel/vital par les autorités publiques. De la même manière, la sûreté des installations est assurée à tout instant.

En ce qui concerne le CNPE de Bugey, celui-ci s'est organisé pour gérer la crise avec pragmatisme, réactivité et transparence.

Quotidiennement, la direction du site met en adéquation les ressources disponibles et le plan de charge. Et je n'ai pas d'alerte sur une difficulté de la centrale quant à ses effectifs.

La situation sanitaire sur le site est gérée de manière pro active au moyen des procédures de mise en quarantaine notamment et ne montre pas à ce jour de signes d'emballement.

Les salariés et prestataires, dont la présence n'est pas indispensable sur l'installation, sont en télétravail à leur domicile et à la disposition de leur employeur si nécessaire. Pour les salariés et prestataires dont la présence est requise sur la centrale, diverses mesures (gestes barrières, renforcement du nettoyage...) sont appliquées et réajustées si besoin.

Une cellule de crise locale veille à décider et à mettre en œuvre les actions nécessaires au bon fonctionnement de l'installation, mais aussi à répondre aux nombreuses questions et demandes des intervenants, sur leurs conditions de travail, les mesures prises...

Enfin, sachez que pour s'adapter à la consommation d'électricité, en baisse ces derniers jours, EDF est amené à diminuer la puissance de certains réacteurs. C'est le cas actuellement sur l'unité de production n°4 de la centrale du Bugey.

Lors de la dernière CLI, je vous avais annoncé travailler sur l'élaboration d'un règlement intérieur et la constitution d'un bureau de la cli : ces travaux sont en cours et vous comprendrez qu'avec le contexte actuel, tout ceci va être décalé dans le temps. Pour l'instant, je ne fixe pas la prochaine réunion de la cli car cela me semble prématuré.

Dans ce contexte difficile et inédit, vous pouvez plus que jamais compter sur moi pour suivre l'évolution de la situation du CNPE et vous tenir informés en toute clarté, et par des points réguliers, comme je m'efforce de le faire depuis que j'assume ce mandat de présidente de la commission locale d'information.

Recevez mes meilleures salutations.

Véronique BAUDE

Présidente de la CLI CNPE BUGÉY

Vice-Présidente du Département de l'AIN

1ère adjointe Mairie de Divonne-les-Bains

Coronavirus. EDF sécurise sa production électrique :

Ouest-France André Thomas, avec AFP

Publié le 30 mars 2020

Face à l'épidémie du coronavirus, EDF a adopté une organisation spécifique pour les centrales nucléaires afin de garantir le maintien de sa production.

Dans toutes les centrales, la plus grande partie du personnel a été placée en télétravail.

L'électricité, vitale en période d'épidémie, a fortiori pour les hôpitaux, ne se stocke pas. Même si, économie en sous-régime oblige, la consommation française est actuellement inférieure de 15 % à la normale, EDF s'est organisée pour garantir le maintien de sa production.

Son PDG, Jean-Bernard Lévy, l'a assuré récemment au micro d'Europe 1 : Aujourd'hui, même dans nos plans les plus pessimistes, nous pensons être en mesure à tout instant de produire suffisamment d'électricité pour tous les Français.

Une organisation spécifique a été adoptée pour les centrales nucléaires, qui assurent plus de 70 % de l'électricité dans l'Hexagone.

Des équipes isolées

Le géant français de l'énergie avait mis en place dans les années 2000 un plan pandémie qui a été activé lors des épidémies du Sras et de la grippe H1N1. Même si – hypothèse lointaine – un quart de son personnel était manquant, EDF assure pouvoir maintenir sa production pendant trois mois. Une durée qui serait ramenée à deux à trois semaines, si 40 % du personnel était indisponible.

C'est ainsi que des équipes ont été mises au vert, explique EDF. Si une équipe de quart devait être contaminée, une équipe de réserve sans aucun contact avec la précédente prendrait ainsi la relève.

En dernier ressort, EDF peut recourir à sa Force d'action rapide du nucléaire (Farn). Cette unité d'intervention d'urgence a été créée après la catastrophe de Fukushima (2011). Elle est capable de prendre le contrôle de n'importe quel réacteur.

Des cas de coronavirus ayant été détectés dans plusieurs centrales, on a placé en télétravail tous ceux qui pouvaient l'être et les effectifs sont réduits au minimum sur tous les sites de production nucléaire, hydraulique et thermique.

Une inquiétude des salariés

Dans les centrales nucléaires, EDF a supprimé les navettes internes, sanctuarisé la salle de commandes où se relaient les équipes qui pilotent le réacteur, et augmenté la fréquence des nettoyages. Même à Flamanville (Manche), où les deux réacteurs sont arrêtés, l'entreprise n'admet sur le site qu'une centaine de personnes, contre environ 800 habituellement.

Cela n'empêche pas l'inquiétude des salariés, par exemple au sujet des portiques de détection de la radioactivité, par lesquels tous les travailleurs doivent passer en sortant d'une zone nucléaire.

Avec le confinement, EDF a par ailleurs annoncé une remise à plat de son programme d'arrêt des réacteurs pour maintenance, normalement organisé pour qu'ils puissent fonctionner à plein pendant l'hiver, lorsque la consommation est au plus haut.

« Le Dauphiné » 30 mars 2020 :

« Parole d'expert ».

Non, le Covid-19 ne peut pas contaminer l'eau du robinet

L'eau du robinet ne peut pas être contaminée par le coronavirus. Vous pouvez donc continuer à la boire en toute sécurité. Pourquoi ? On vous explique en trois points.

Cette rubrique sponsorisée "Parole d'expert" est réalisée en partenariat avec des entreprises de différents secteurs d'activité qui prennent la parole sur de nombreux sujets de notre vie quotidienne (santé, environnement, transport, etc.) et répond aux nombreuses questions que chacun se pose en cette période d'épidémie.

Réalisé avec Suez

Lundi dernier, la formulation maladroite d'un message de la mairie de Rédange, distribué dans les boîtes aux lettres des 900 habitants, a mis en émoi une partie du Grand Est, en pleine épidémie de coronavirus.

Dans ce texte, il était demandé à la population de cette commune de Moselle de faire bouillir l'eau du robinet avant de la consommer "du fait de la crise sanitaire due au Covid-19 et par mesure de sécurité".

En réalité, cette recommandation de l'Agence régionale de Santé (ARS) résultait d'un problème de qualité de l'eau, dû aux fortes précipitations des semaines précédentes. Rien à voir, donc, avec le virus. A Rédange (en temps normal) comme ailleurs, boire l'eau du robinet est sans danger. Pourquoi ? Réponse en trois points.

1/L'eau potable est traitée contre tous les virus

Les différentes étapes de traitement de l'eau « usuellement mises en place par les services de distribution d'eau, à commencer par les diverses méthodes de désinfection (chloration, ozonation et UV), ont pour finalité d'éliminer tous les virus, dont le coronavirus », assure le Centre d'information sur l'eau dans un communiqué publié au premier jour du confinement.

Selon toutes les informations issues des agences sanitaires, dont l'Organisation mondiale de la Santé (OMS), le Covid-19 ne présente en effet aucune résistance spécifique aux traitements habituels.

2/L'eau potable n'est pas un vecteur du Covid-19

D'après les connaissances scientifiques et épidémiologiques déjà établies, aucun cas de contamination n'est aujourd'hui en lien avec l'eau potable. "Actuellement, il n'existe aucune preuve de la survie du coronavirus dans l'eau potable ou les eaux usées" précisait l'OMS il y a quelques jours.

Pour rappel, le Covid-19 est une maladie à transmission respiratoire et se propage principalement entre êtres humains par la toux et les éternuements.

3/L'eau est le produit alimentaire le plus contrôlé

Après avoir été puisée, l'eau va subir plusieurs traitements et contrôles avant d'être distribuée dans les circuits d'eau potable. Au cours des différents processus, la composition de l'eau pourra être corrigée. Les Agences régionales de santé (ARS) et les différents prestataires multiplient les analyses, de son origine jusqu'au robinet, dans le cadre de la réglementation

française et européenne, afin de respecter les normes sanitaires en vigueur.

"Partout en France, nos professionnels sont organisés pour assurer la continuité des services essentiels de l'eau, en lien direct avec les autorités sanitaires. L'eau du robinet peut donc être consommée en toute confiance" précise de son côté le Centre d'information sur l'eau.

Hygiène : les bons gestes à adopter

En pleine pandémie, les bons gestes en matière d'hygiène sont simples : lavez-vous régulièrement les mains au savon et à l'eau, ou à défaut au gel désinfectant, afin d'éliminer les virus qui pourraient s'y trouver et éviter de se contaminer en se touchant les yeux, la bouche ou le nez.

Nettoyez les objets que vous touchez régulièrement (smartphones, interrupteurs, chasse d'eau, poignées de porte...) et désinfectez (eau de javel, éthanol 70%...) les surfaces qui vous entourent : la table, le lavabo de la salle de bains, le bureau... Dans la cuisine, décapez les appareils manipulés au quotidien comme la cafetière ou le robinet d'eau.

Le coronavirus a une durée de vie variable selon les supports : 5 jours sur le verre, 4 jours sur le bois, 3 jours maximum sur l'acier et le plastique, plusieurs heures sur un carton d'emballage ou dans l'air. Le type de surface, mais aussi la température ou l'humidité ambiante peuvent jouer sur la durée de vie du virus.

Au moment de la préparation des repas, lavez les surfaces et vos mains avant et après la manipulation de la nourriture. Etant donné que le Covid-19 est sensible aux températures de cuisson, ne privilégiez pas le cru et faites cuire les aliments à 63°C pendant 4 minutes : cela permet de diviser par 10 000 le risque de contamination, selon l'Agence nationale de Sécurité sanitaire (Anses).

Une fausse contamination radioactive en juillet 2019

En juillet 2019, une rumeur persistante avait fait état d'une "contamination radioactive" -au tritium- de l'eau potable de 6,4 millions personnes en France. Selon le bruit qui courait, 268 communes avaient été touchées, dont de "grandes agglomérations" comme Orléans, Blois, Tours, Angers et Nantes, ainsi que des 122 communes d'Île-de-France.

Les autorités avaient aussitôt confirmé la présence de tritium, mais démenti toute pollution, et assuré que les usagers pouvaient boire l'eau du robinet sans problème. Une enquête pour diffusion de fausses informations avait été ouverte dans la foulée.

L'affaire avait toutefois amené nombre de consommateurs inquiets à s'interroger. L'eau du robinet représente-t-elle un danger pour la santé ? "Il n'y a aucun danger à boire l'eau du robinet" nous avait répondu Walter Meyer, directeur "métiers et performance" du centre Visio, à Dijon, qui pilote l'ensemble de l'activité de l'eau sur toute la région Est (Bourgogne-Franche-Comté et Grand Est). Le cycle de l'eau est en effet placé sous étroite surveillance, notamment digitale.

L'ASN auditionne la direction de la centrale nucléaire de Golfech

Publié le 07/02/2020 à 09:44

Note d'information

Le 27 janvier 2020, le directeur général de l'ASN, Olivier Gupta, a convoqué le directeur de la centrale nucléaire EDF de Golfech, Nicolas Brouzeng, à la suite des difficultés rencontrées dans cette installation depuis 2018. À cette occasion, M. Brouzeng lui a présenté le plan d'action qu'il a mis en œuvre sur le site depuis le milieu de l'année 2019.

Dans le cadre de ses contrôles, l'ASN a constaté des déficiences dans la mise en œuvre des opérations d'exploitation des réacteurs et un manque de rigueur systémique dans l'enregistrement et la traçabilité des activités relatives à la maintenance des installations. Ces constats ont notamment été mis en évidence lors de l'inspection de revue qu'elle a conduite sur le site du 14 au 18 octobre 2019 et dans l'analyse de l'événement significatif du 8 octobre 2019, classé au niveau 2 de l'échelle INES.

L'ASN constate que les analyses de risque préalables aux activités présentant des enjeux pour la sûreté peuvent être insuffisantes, voire inexistantes, et que les analyses des causes des événements significatifs survenant dans les installations sont souvent trop superficielles, ce qui nuit à la prise en compte du retour d'expérience. Elle considère également que les recommandations de la filière indépendante de sûreté* de la centrale nucléaire de Golfech ne sont pas suffisamment prises en compte par la direction du site.

Au cours de l'audition, l'ASN a attiré l'attention du directeur de la centrale sur la nécessité de mieux identifier, afin d'y remédier, les causes organisationnelles des dysfonctionnements, en complément des actions engagées pour prévenir les erreurs individuelles, et de s'assurer de la prise de conscience de la situation du site par l'ensemble des travailleurs, qu'ils soient salariés d'EDF ou prestataires, afin que les mesures correctives nécessaires soient partagées par tous les acteurs. Par ailleurs, l'ASN a demandé au directeur de veiller à la qualité des éléments transmis à l'ASN, notamment dans les comptes rendus d'événements significatifs et les réponses aux lettres de suite d'inspection.

* La filière indépendante de sûreté est une structure, indépendante de la ligne opérationnelle, mise en place par EDF afin de s'assurer du respect des exigences de sûreté.

Tarn-et-Garonne : la centrale nucléaire de Golfech placée "sous surveillance rapprochée"

Publié le 15/06/2020

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) a formulé de nombreux reproches à la centrale de Golfech. Résultat : le site est placé sous surveillance rapprochée.

Comme les élèves, les installations nucléaires ont reçu, en cette fin d'année scolaire, leur bulletin émis par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Cette instance administrative indépendante a dressé, ce lundi 15 juin, le bilan des actions de contrôle menées en 2019 par sa division de Bordeaux qui couvre les centrales du Blayais et Civaux, en Nouvelle-Aquitaine, et une troisième en Occitanie, Golfech.

Le Centre nucléaire de production d'électricité (CNPE) fait figure de mauvais élève. Mis en service voilà une trentaine d'années dans le Tarn-et-Garonne, il obtient des notes inquiétantes. Dans son appréciation générale, le gendarme du nucléaire estime en effet que "les performances de la centrale sont mauvaises, voire très mauvaises".

La sûreté critiquée

La centrale de Golfech compte deux réacteurs de 1 300 MW chacun. Si en matière de protection de l'environnement, elle se situe dans la moyenne du parc nucléaire français, elle se fait en revanche remonter les bretelles en matière de sûreté. Après s'être dégradée en 2018, la qualité d'exploitation a continué de se détériorer en 2019. "Les performances sont nettement en retrait de l'appréciation générale que l'ASN porte sur le parc nucléaire. L'ASN est très vigilante sur ce qui se passe actuellement à Golfech. Elle considère, pour résumer les choses, que les performances de cette centrale doivent faire l'objet d'une priorité absolue pour l'exploitant. L'ASN en assurera un suivi rapproché en 2020", a indiqué Simon Garnier, chef de la division de Bordeaux de l'ASN, flanqué de Jean-François Vallardeau et Bertrand Fremaux, ses adjoints.

"Manque de rigueur systémique"

À Golfech, la "détérioration" s'est traduite par la "déclaration de nombreux événements significatifs pour la sûreté en 2019. Huit événements sont survenus pendant l'arrêt du réacteur 2, dont un, le 11 octobre dernier, classé au niveau 2 sur une échelle de gravité allant jusqu'à 7" (voir ci-contre le communiqué de l'ASN).

Une inspection de revue renforcée a été aussitôt déclenchée. Treize inspecteurs de l'ASN ont débarqué à la centrale du 11 au 14 octobre. Ils pointeront ainsi du doigt plusieurs fautes, notamment, "le manque de rigueur systémique dans la traçabilité des informations, des insuffisances dans les analyses de risque et dans la maîtrise des fondamentaux de la conduite".

Concernant la protection des salariés, le gendarme a épinglé encore "la propreté radiologique des locaux potentiellement contaminés, ainsi que des défauts dans la préparation et la réalisation des activités à fort enjeu".

L'ASN a convoqué aussi l'exploitant de la centrale pour mettre les choses au point. Visiblement, le plan rigueur sûreté mis en place à Golfech va aujourd'hui dans le bon sens. "Mais ses résultats ne seront pas visibles immédiatement. On note aujourd'hui, une fragilité persistante, sans dégradation supplémentaire", ont précisé les responsables.

www.ladepeche.fr/2020/06/15/tarn-et-garonne-la-centrale-nucleaire-de-golfech-place-sous-surveillance-rapprochee,8933357.php

Communiqué de presse

Golfech : Réacteur 2

Un événement significatif de sûreté survenu lors d'opérations de vidange du circuit primaire est classé au niveau 2 de l'échelle INES

Publié le 02/12/2019

Le 11 octobre 2019, EDF a déclaré à l'ASN un événement significatif pour la sûreté relatif au non-respect des règles générales d'exploitation lors des opérations de vidange du circuit primaire du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Golfech.

Le 8 octobre 2019, le réacteur était en cours de mise à l'arrêt pour renouveler une partie de son combustible. Un agent de terrain s'est rendu dans le bâtiment réacteur afin d'ouvrir l'évent du pressuriseur, conformément aux procédures. Cet agent ayant été interrompu pendant son activité, l'évent n'a finalement pas été ouvert. Considérant que l'évent avait été ouvert, les opérateurs en salle de commande ont débuté les opérations de vidange du circuit primaire prévues, avec l'évent fermé, conduisant à la dépressurisation du circuit. Dans cette configuration, les mesures du niveau d'eau dans le circuit primaire ne sont plus représentatives de la situation réelle.

Huit heures plus tard, un opérateur a observé que l'évolution du niveau d'eau du circuit primaire ne correspondait pas à l'attendu. Après analyse, l'équipe de conduite a interrompu la vidange du circuit et envoyé un agent de terrain dans le bâtiment réacteur afin de contrôler la position de l'évent du pressuriseur. Constatant que celui-ci était fermé, elle a demandé son ouverture sans toutefois procéder au préalable aux actions requises par les règles générales d'exploitation.

Cette ouverture a entraîné des mouvements d'eau non maîtrisés dans le circuit primaire et une chute du niveau d'eau. L'exploitant a alors procédé à un appoint afin de restaurer le niveau d'eau dans le circuit primaire.

Les décisions prises et les actions engagées par l'exploitant ont été précipitées après la découverte de la non-ouverture de l'évent, sans évaluation préalable de leurs impacts avérés et potentiels, alors que le réacteur se trouvait dans une configuration non-conforme aux règles générales d'exploitation. L'analyse réalisée a posteriori par l'exploitant, à la demande de l'ASN, a montré que le refroidissement des assemblages de combustible situés dans la cuve du réacteur a été maintenu durant l'événement.

Cet événement est intervenu quelques jours avant la réalisation d'une inspection de revue menée par 13 inspecteurs de l'ASN et 11 experts de l'IRSN sur le site de Golfech. Cette inspection a été l'occasion pour l'ASN de contrôler notamment les mesures mises en œuvre par EDF pour sécuriser la poursuite des opérations de mise à l'arrêt du réacteur et renforcer la surveillance des activités de conduite à la

suite de cet événement.

L'ASN a par ailleurs demandé à EDF d'évaluer les conséquences de la dépressurisation sur les équipements du circuit primaire, ce qui a conduit à des contrôles complémentaires des installations. Leurs résultats ont été analysés par l'ASN dans le cadre de son instruction de la demande d'accord pour le redémarrage du réacteur 2, qui a été délivré le 21 novembre 2019.

Ce non-respect des règles générales d'exploitation lors des opérations de vidange du circuit primaire n'a pas eu de conséquence sur les personnes et l'environnement.

En raison de la dégradation des fonctions de sûreté et des conséquences potentielles pour la sûreté nucléaire, liées notamment à des défauts dans la gestion de l'événement et la surveillance des activités de conduite, ainsi qu'à la prise en compte insuffisante des enseignements du retour d'expérience, l'événement est classé au niveau 2 de l'échelle INES (échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques, graduée de 0 à 7 par ordre croissant de gravité).

www.ladepeche.fr/2020/06/15/tarn-et-garonne-la-centrale-nucleaire-de-golfech-place-sous-surveillance-rapprochee,8933357.php

Agressions externes : fortes marées

Muriel Boselli (Paris)

Herman Moestue (Oslo)

11 mars 2020

(Montel) Des marées plus hautes que la normale obligent EDF à réduire la production de ses centrales nucléaires de Paluel (5,2 GW) et Penly (2,6 GW) en Normandie, a déclaré mercredi le service public français.

EDF a diminué la production du réacteur 2 de Penly de 572 MW entre 06h00 et 09h30 et prévoit de baisser celle de son réacteur Penly 1 de 580 MW jeudi entre 06h00 et 14h30, selon les données de transparence publiées par l'électricien.

Le groupe français a également abaissé de 722 MW la puissance de son réacteur 1 à la centrale de Paluel (1,3 GW) mardi entre 17h30 et 20h00.

« Il s'agit d'un phénomène météo lié aux fortes marées », a déclaré un porte-parole d'EDF à Montel, sans donner plus de précisions.

Météo France a placé mercredi la Seine-Maritime et l'Eure en vigilance orange crues et inondations et averti qu'en période de grandes marées, des débordements de la mer sur plusieurs estuaires étaient à prévoir.

Commentaire GSIEN

Ce sujet très lié à cette notion « d'agressions externes » fera l'objet d'une attention particulière du GSIEN dans les temps à venir... Des contacts sont en cours avec des spécialistes.

Le ministère de l'environnement japonais a trouvé la solution pour lutter contre les rumeurs néfastes

Publié le 11 mars 2020

C'est bien connu, il n'y a pas de problème à Fukushima, la "situation est sous contrôle", comme l'avait déclaré le premier ministre japonais devant le comité olympique. Il n'y a que des rumeurs néfastes !

Opposition au rejet dans l'océan de l'eau contaminée : rumeurs néfastes. Opposition à la réutilisation des terres contaminées issues de la décontamination : rumeurs néfastes. Faible taux de retour des populations : rumeurs néfastes.

Le ministère de l'environnement japonais a trouvé la solution : mettre une plante en pot avec de la terre radioactive à son siège de Tôkyô. Comme il l'affirme, "c'est l'un des efforts de démonstration du recyclage pour éliminer les idées fausses à l'égard de Fukushima".

(This is one of the recycling demonstration efforts to eliminate misconception toward Fukushima).

Ces pots pourraient être mis en vente. L'industrie nucléaire se fera sûrement une joie de pouvoir les offrir. Cela fera plus écolo que des goodies fabriqués en Chine. On attend avec impatience des aquariums avec de l'eau contaminée des cuves...

Bon, il y a juste 16 millions de mètres cube de terre et 1,2 million de mètres cube d'eau à écouler ainsi...



Source : **ACRONique de Fukushima**
<https://fukushima.eu.org/le-ministere-de-lenvironnement-japonais-a-trouve-la-solution-pour-lutter-contre-les-rumeurs-inefastes/>

Aider le Belarus

Belrad doit impérativement remplacer ses fauteuils WBC (Whole Body Counters) qui sont à bout de course. Ce sont des spectrographe anthropo-gammamétrique mesurant la contamination interne, notamment celles des enfants. Malheureusement, un fauteuil coûte 35000 €. Rassembler cette somme s'avère difficile.

Appel à financer les projets l'institut de radioprotection "BELRAD"

Deux millions de personnes au moins, dont 500 000 enfants, vivent, en Biélorussie, sur un sol contaminé par l'explosion de la centrale nucléaire de Tchernobyl. Toute la chaîne alimentaire est polluée par des éléments radioactifs. Parmi ceux-ci, le Césium 137. Le sol en regorge. Pour les familles peu fortunées, il est (quasiment) impossible de ne pas en ingérer.

Les populations des zones les plus contaminées dépendent d'un soutien dérisoire de l'Etat biélorusse et du travail de l'Institut « Belrad », représenté en France par l'association franco-biélorusse Enfants de Tchernobyl Bélarus (ETB), loi 1901, créée le 27 avril 2001.

L'Institut indépendant « Belrad » a été créé à Minsk en 1990, avec l'aide de Sakharov et de Karpov, par le Prof. Vassili Nesterenko, un physicien nucléaire du plus haut niveau qui, après l'accident de Tchernobyl, s'est reconverti dans la radioprotection des enfants qui sont les plus gravement touchés par la contamination radioactive.

On constate en effet dès la naissance :

- ▶ Des malformations
- ▶ Une grande fragilité
- ▶ Atteinte de tous les systèmes de défense contre les infections
- ▶ Maladies cardiovasculaires
- ▶ Maladies endocrines dont le diabète sucré grave
- ▶ Thyroïdites
- ▶ Atteintes neuro-psychiques et oculaires
- ▶ Lésions d'autres organes
- ▶ Cancers

L'Institut BELRAD utilise un système de mesure de la radioactivité du Cesium 137 incorporé chez chaque enfant (...). Les équipes de l'institut BELRAD sillonnent les villages biélorusses, en mesurant le taux de Césium 137 chez les enfants (...).

L'institut BELRAD est, avec 430 000 mesures effectuées sur les enfants en vingt ans d'activité, le seul témoin irréfutable de la contamination radioactive toujours présente dans une grande partie du territoire de Biélorussie. Il va à l'encontre de la version rassurante diffusée par les gouvernements et les organismes internationaux sous l'égide de l'OMS et de l'AIEA qui veulent faire croire que "Tchernobyl, c'est fini". (independentwho.org)



Formulaire de don : <http://enfants-tchernobyl-belarus.org/adh-don.html>

Note GSIEN sur déchets dits « TFA »

Constat : De promesses en promesses, nous voilà dans l'embarras au moment où sont envisagés, voire partiellement engagés, les démantèlements des installations nucléaires françaises (voir annexe 1). Ces opérations vont générer des quantités considérables de déchets dits TFA : « très faiblement radioactifs ». Le phénomène d'occlusion, jadis évoqué par Mme Girard, à la fois infirmière et présidente du groupe permanent « déchets » de l'ANCCLI, devant le Groupe de Travail du Plan National de Gestion des Matières et Déchets Radioactifs (PNGMDR), nécessite une prise de décision quant à l'avenir de ces déchets qui ne va plus d'elle-même, selon les modèles utilisés autrefois, au vu des déboires rencontrés à chaque nouvelle recherche d'exutoire localisé pour éviter leur dispersion. Au-delà des aspects techniques et organisationnels incontournables liés à cette affaire, la question doit être abordée selon d'autres angles et points de vue. Nous louons ici la demande de la commission du débat public en ce sens. Reste à formuler la question qui sera mise au débat public à ce sujet...

Annoncé dans les années 1990 comme une opération vitrine, le « retour à l'herbe » de Brennilis ne cesse d'être entravé au point d'être remis aux calendes grecques. Cette installation, baptisée EL4, a été mise à l'arrêt en juillet 1985 après un peu moins de 20 ans d'exploitation. La déconstruction et l'assainissement du site étaient jadis prévus dans un délai estimé au maximum à 10 ans !

Citons encore, côté EDF, le démantèlement des réacteurs de la filière Uranium naturel-graphite gaz pour lesquels un changement de « stratégie » nécessite un nouveau report des échéances.

Il en va de même avec les démantèlements des installations de recherche et d'usines ainsi que la reprise de certains déchets « anciens » qui font l'objet d'injonctions répétitives de l'Autorité de Sécurité Nucléaire (ASN)...

Trente ans après, se pose la question des exutoires pour accueillir ces déchets. Le Centre Industriel de Regroupement, d'Entreposage et de Stockage (CIRES) de Morvilliers dans l'Aube arrivera à saturation dans moins d'une décennie y compris avec la création d'une extension de ses capacités demandée en « urgence » à l'Andra par l'ASN.

La recherche d'un nouveau site d'accueil [Cf. : l'échec récent de la recherche d'un site de stockage pour les déchets de faible activité à vie longue (FAVL) qui montre que ce type de projet ne va plus de soi sur le territoire français] pour cette catégorie de déchets est freinée par la crainte de devoir affronter une vive opposition de la population riveraine, et ce, quelles que soient les « mesures compensatoires » promises par les opérateurs aux autorités locales dans des secteurs affectés par l'exode rural. Les déboires rencontrés avec le temps sur les sites existants ne favorisent pas la mise en œuvre d'un tel chantier.

La récente directive européenne fixant le seuil (1Bq/g ou 1000Bq/kg) à partir duquel un produit radioactif peut être « libéré » dans le domaine public n'est pas appliqué en France

car interdit par le code de la santé. La Commission Internationale de Radio Protection (CIPR) recommande de ne pas ajouter intentionnellement de radioactivité et souligne qu'il n'existe pas de seuil d'innocuité.

Citons le commentaire GSIEN paru dans la gazette nucléaire en 2016 : « Il est évident que le démantèlement des divers réacteurs est inéluctable. À ce moment-là, les générations futures devront s'en occuper. Y penser dès maintenant n'est pas idiot : on pourrait réduire le nombre de réacteurs à ce que nous sommes capables de traiter et éviter de grossir les tas. Ce que propose l'IRSN : une révision des modes de gestion... La valorisation est certes tentante, mais difficile à mettre en œuvre. La caractérisation des déchets au plan chimique est indispensable et on ne doit pas seulement considérer la radioactivité. De toute façon il n'y a pas en France de seuil de libération et c'est mieux. Bien sûr cela augmente le nombre de conteneurs de déchets, mais évite la tricherie. Qui sera capable de surveiller tous les producteurs et leurs déchets ? C'est parce que ce fut totalement bafoué qu'il n'y a pas, en France, de seuil de libération. Peut-on avoir plus confiance en 2016 ? »

Depuis quelques années, les exploitants évoquent la décontamination des métaux de manière à les « libérer » et permettre leur utilisation dans le domaine public avec la promesse de cantonner cette future utilisation pour la construction de pipe lines ou encore de rails de chemin de fer sans pour autant offrir une garantie de traçabilité au fil du temps !

Les gravats issus des démolitions des bâtiments et du génie civil subiraient quant à eux des frottis et autres traitements de surface visant eux aussi une réduction de leur niveau de contamination avant d'être ré-utilisés...

Un groupe de travail avait été constitué au sein du PNGMDR pour aborder cette question. Une entreprise suédoise, rachetée depuis par EDF, était venue nous présenter le dispositif de « fusion décontaminante » qu'elle avait mis en œuvre dans quelques pays voisins. Nos questions relatives aux rejets des installations ou encore la radioprotection des intervenants et riverains sont restées sans réponse satisfaisante ! Selon les allemands qui avaient tenté l'opération, le devenir des produits obtenus n'était pas garanti sur le marché.

Par ailleurs, sur ce registre de la décontamination par fusion, quelques archives montrent que le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) avait tenté des expériences afin de diluer la radioactivité surtout située en surface dans la masse des lingots obtenus pour en abaisser le niveau. Les exploitants mettent aujourd'hui en avant une concentration de la radioactivité dans le laitier qui, en surface du lingot au moment de la fusion peut être évacué et conditionné en déchet. Procédés différents ? Résultats opposés ? Qu'en est-il réellement ?

Des questions du même ordre existent au sujet du traitement envisagé avec les gravats. L'idée de les utiliser au sein de la filière nucléaire à des fins d'encaissement pour combler les vides entre colis dans les centres d'enfouissement de déchets ne semblait pas motiver l'Agence Nationale des Déchets Radio-Actifs (ANDRA) sur le plan économique.

L'aspect comptable est aussi à examiner dans la comparaison

fréquemment faite entre la France et les pays voisins qui ont adopté la directive européenne. La question des masses et du cumul avec les « rejets autorisés » qu'ils soient militaires (spécificité partagée avec la Grande Bretagne) ou civils. La déclinaison de l'impact que pourrait avoir une libération des déchets TFA sous l'angle géographique serait à ce titre intéressante. Faut-il mettre en évidence une unité de mesure du type Bq/Km² pour mieux le jauger avant d'interroger le public sur le sujet ? Il semble que le Bq/m² ou cm² soit déjà utilisée pour qualifier certaines « opérations dosantes » au sein des installations.

Il apparaît aujourd'hui dans les réflexions liées au virus du moment que la bonne santé du milieu, notamment notre environnement, semble être la meilleure profilaxie contre les proliférations épidémiques. Se situe-t-on dans ce cas de figure au niveau du nucléaire ?

Au vu des recherches menées dans les territoires contaminés suite à l'avarie qui s'est produite sur le réacteur n°4 de la centrale de Tchernobyl, on peut le craindre tant sur le plan de l'atteinte au milieu, avérée, que sur celui des proliférations épidémiques (d'ordre génétique) avérées également pour les petits rongeurs, oiseaux et autres organismes vivants moins visibles à l'œil nu qui ont fait l'objet d'études spécifiques. Sont concernées ici les études conduites sur les faibles doses et la chronicité de l'exposition qui restent balbutiantes à minima en matière de diffusion grand public.

L'abaissement du niveau général de radioactivité a permis le développement de la « vie » sur notre planète. Si, à certains endroits elle reste naturellement assez élevée, notamment sur certains massifs montagneux, il est à noter l'indication statistique qui indique le surnombre de pathologies repérées comme induites par l'exposition à la radioactivité.

Est-il lucide, à partir de ces constats d'envisager d'en ajouter au milieu, en plus :

- des résidus des essais atomiques des premières années de cette brève histoire du nucléaire,
- des rejets autorisés (dont la gestion échappe à toute consultation du public) des installations civiles et militaires,
- des résidus miniers qui « crachent » et pour longtemps à la surface du globe où ils ont été ramenés et affectent le milieu aquatique,
- de la contamination issue d'accidents nucléaires...

Nous ne pouvons que louer l'intention affichée par la commission du débat public de mettre cette question des TFA et de seuils de libération sur la place publique. Reste celle qui concerne l'échelle où elle doit être posée : locale, nationale, internationale.

Est-il lucide, vues les connaissances et la méconnaissance sur ce sujet, de décider de déverser ces déchets dits TFA (comprendre avec un niveau de radioactivité inférieur à 1000 Bq/kg) comme « on » le fit jadis en larguant en mer les déchets nucléaires au moment où les masses étaient très inférieures à celles qu'il convient de considérer aujourd'hui ?

Présence de bouchons de bore sur l'injection de sécurité Centrale nucléaire du Blayais - 2008

Le circuit d'injection de sécurité (RIS) assure l'injection dans le réacteur de l'eau contenant du bore lors d'un accident de brèche sur le circuit primaire. Cela permet d'une part d'apporter l'eau nécessaire au refroidissement du combustible et d'autre part d'injecter de "l'anti-réactivité" dans le cœur nucléaire. Régulièrement, EDF teste ce système de sauvegarde primordial en cas d'accident grave.

Il peut arriver que l'injection de sécurité ne fonctionne pas correctement comme ce fut le cas au **Blayais en août 2008** lors d'un essai périodique sur la tranche n° 3. La lecture d'une « **Fiche de synthèse** » interne d'EDF est instructive : il y a eu un « **constat d'obturation de 2 des 3 lignes d'injection de sécurité haute pression branche froide** » pendant l'essai de sûreté. Deux des trois circuits d'injection présentaient des « **bouchons de bore** obturant complètement la section de passage » depuis plus de quatre mois. De plus, la seule ligne d'injection (presque) opérationnelle est passée par une « phase de débit non nul, puis débit nul, et enfin montée à 60 m³/h » pour un débit de « 100 m³/h attendu ». Par conséquent, **la dernière file était également bouchée et elle « se serait rapidement débouchée »**, selon l'appréciation d'EDF, avec « une réduction de un tiers du débit injecté ». Soulignons que les trois lignes d'injection sont redondantes (hormis au niveau du « barillet » du RIS HP [Haute Pression], commun aux trois files d'injection) et servent à faire face une « situation accidentelle » [1]. Entre mars et août 2008, si par malheur la tranche n° 3 du Blayais s'était retrouvée dans une telle situation, **la gestion d'un accident grave aurait été fortement compromise.**

De son côté, l'ASN publie le 17 septembre 2008 un « Avis d'incident » révélant « qu'une partie du circuit d'injection de sécurité du réacteur n° 3 n'était pas opérationnelle » avec « un débit d'injection d'eau borée inférieur à la valeur habituellement constatée ». L'ASN explique : « Entre le 9 et le 25 août, l'exploitant a mené une analyse pour déterminer l'origine de ce faible débit et a constaté que du bore cristallisé réduisait la section de passage de l'eau dans une partie du circuit d'injection de sécurité » [2]. L'incident est classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Une recherche minutieuse sur le site Interne de l'ASN permet de trouver une « lettre de suite d'inspection » ayant pour objet une brumeuse « Inspection inopinée sur le thème Évènement significatif pour la sûreté déclaré le 2 septembre 2008 ». Le chef de la division de Bordeaux de l'ASN révèle : « **Les investi-**

gations menées (...) ont mis en évidence que deux vannes de réglage de débit sur trois étaient colmatées par du bore cristallisé » [3].

Dans le Rapport annuel 2008 du Centre Nucléaire de Production Électrique du Blayais, l'incident est singulièrement minimisé : il est question de « **découverte de bore cristallisé** dans le circuit d'injection de sécurité occasionnant une **obturation partielle** » causée par le « transfert de quelques litres d'une solution concentrée de bore dans une portion de tuyauterie non tracée (chauffée) » [4]. L'accent est mis sur le bouchage partiel de la seule file opérationnelle (à 60%). En oubliant son obturation momentanée et l'obturation complète des deux autres files d'injection de sécurité. D'un point de vue sûreté le problème est autrement plus grave. Une partie du circuit de communication d'EDF aurait-elle été elle aussi bouchée ?

Dans sa fiche de synthèse [1], EDF indique avoir réalisé une analyse de sûreté en testant sur simulateur plusieurs scénarii d'accidents. **Dans le cas d'un Accident de perte de réfrigérant primaire par une brèche intermédiaire (APRP BI)** sur la seule ligne d'injection en partie efficace, l'Injection de sécurité haute pression (ISHP) est inopérante : la ligne d'injection débite à la brèche, les deux autres ne peuvent pas injecter l'eau borée dans le circuit primaire à cause de « **la formation de bouchons de 10 à 15 cm** ». Dans ce cas, **le cœur se découvre à T0 = 3mn après l'ouverture de la brèche. Si l'opérateur « intervient trop tardivement (à T0 = 21mn dans la simulation réalisée) » cela « conduit la pression primaire à se stabiliser à une pression supérieure à celle de fonctionnement de l'ISBP [Injection de**

sécurité basse pression] ce qui bloque l'apport d'eau de refroidissement dans le circuit primaire » [1]. Sans refroidissement, **c'est la fusion du réacteur.**

Entre mars et août 2008, l'injection de sécurité de la tranche n° 3 du Blayais n'aurait pas été capable d'assurer pleinement sa fonction de sauvegarde du cœur nucléaire.

Le GSIEN pense que cet incident aurait dû être classé au niveau 2 de l'échelle INES compte tenu des conséquences potentielles en termes de sûreté mises en évidence par EDF.

Sources

- [1] Fiche de synthèse task force UNIE – Constat d'obturation de 2 des 3 lignes d'injection de sécurité haute pression branche froide lors de l'arrêt de tranche – EDF UNIE, 16/02/2009
- [2] Avis d'incident – Indisponibilité partielle du circuit d'injection de sécurité – ASN, 17/09/2008
<https://www.asn.fr/Contrôler/Actualites-du-contrôle/Avis-d-incident-des-installations-nucleaires/Indisponibilite-partielle-du-circuit-d-injection-de-securite>
- [3] Contrôle des installations nucléaires de base – Centre nucléaire de production d'électricité du Blayais – Inspection INS-2008-EDFBLA-0025 du 4 septembre 2008 – ASN, 23 septembre 2008
Inspection inopinée sur le thème Évènement significatif pour la sûreté déclaré le 2 septembre 2008
- [4] Rapport annuel 2008 – Installation nucléaire de Blayais – EDF CNPE du Blayais, mai 2009 [cf. page 28]

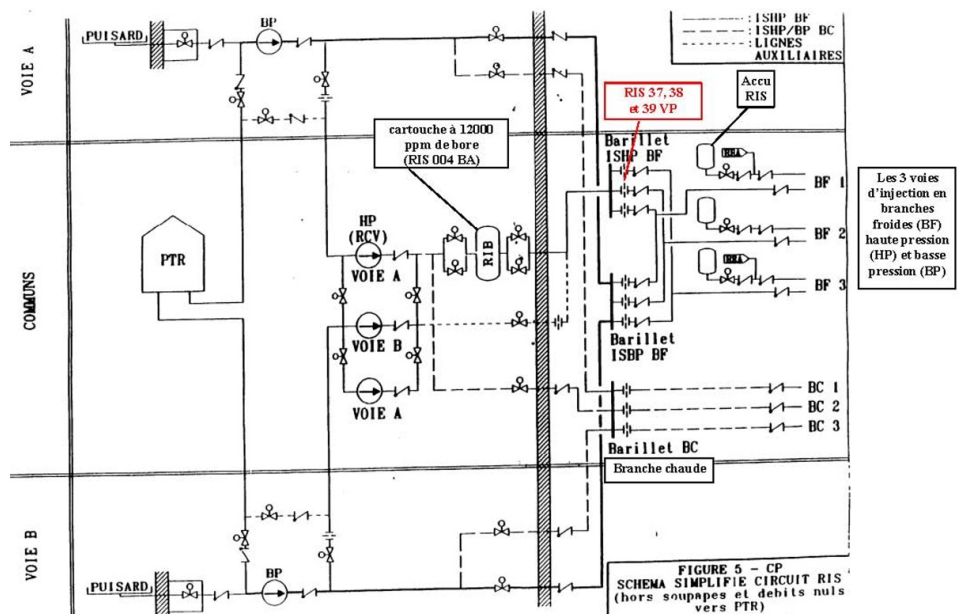


Schéma du circuit RIS (REP 900)

Nucléaire : pourquoi la centrale de Flamanville ne produit plus d'électricité depuis six mois

Les deux réacteurs normands sont à l'arrêt à la suite de de nombreuses défaillances relevées par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Publié le 27/02/2020 par Louisa Benhabane

A Flamanville (Manche), il n'y a pas que les déboires de l'EPR. Outre le chantier catastrophique du réacteur de troisième génération, la centrale nucléaire normande abrite deux réacteurs relativement récents, construits en 1985 et 1986. Mais ils sont à l'arrêt. Le numéro un, depuis le 18 septembre 2019, et le numéro deux, depuis janvier 2019. En cause : des travaux de mise à niveau qui n'en finissent pas.

Pour prolonger la durée de vie d'un réacteur en garantissant le respect de toutes les règles de sûreté, EDF doit obtenir une autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Un séisme que le groupe espère bien décrocher à grands coups de travaux. Les visites décennales – qui consistent à la fois à assurer la maintenance du réacteur et à actualiser les normes de sécurité – sont alors un passage obligé.

Les tourments, à Flamanville, ont commencé lors d'une visite décennale longue et laborieuse pour le réacteur numéro un. Alors qu'en moyenne elle ne dure que cent jours, la procédure a traîné près de six mois. Pendant l'arrêt de cette tranche, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), a signalé différents dysfonctionnements qui ont contraint l'électricien à prolonger la mise hors tension.

Défaut de surveillance

Après une première reprise, le réacteur n'a fonctionné qu'en pointillé entre le 18 fév. et le 18 sept. 2019, avant de s'éteindre pour une durée indéfinie. Le motif ? La découverte de traces de corrosion sur des diesels de secours. Un dispositif qui doit permettre, en cas de perte totale de courant élec-trique, de rétablir l'alimentation des systèmes de sûreté de



Le réacteur numéro un de la centrale de Flamanville en février 2017 (CHARLY TRIBALLEAU / AFP)

la centrale. « Leur parfaite tenue n'était pas assurée en cas de séisme », précise EDF.

La visite décennale du second réacteur, commencée en janvier 2019 – toujours en cours, aujourd'hui –, a décuplé l'effectif de sous-traitants présents sur place. Comme celle du premier réacteur s'éternisait, EDF a dû gérer ces deux événements en même temps. Un scénario inédit et imprévu pour l'entreprise.

« Nous accueillons entre 1 000 et 2 000 employés lors de ce chantier », précise EDF. Autant de monde que l'électricien doit gérer. Non sans difficultés : le suivi n'aurait pas été à la hauteur des standards de sûreté. Derrière les défaillances observées, le défaut de surveillance des gestes exécutés – le plus souvent – par des sous-traitants, a été dénoncé par l'ASN.

« L'objectif, prolonger la durée de fonctionnement de dix ans »

Toutefois, les associations hostiles à l'atome critiquent « la négligence » de l'exploitant. Derrière les incidents recensés, Martial Château, porte-parole de l'association CAN-Ouest, met en cause « une cadence des tâches importante à assumer pour les salariés, au détriment de la sécurité ». Après avoir été épinglée par le gendarme du nucléaire, la centrale se

retrouve en « surveillance renforcée ». Le dispositif, exceptionnel, consiste en la multiplication des contrôles. Sous l'impulsion de l'ASN, Patrice Gosset, directeur du site de Flamanville, a proposé un plan d'action visant à remettre les réacteurs en l'état attendu. L'objectif ? « Réinfuser » la culture de la sûreté chez les employés. « Nous avons un code de la route que chaque employé doit suivre scrupuleusement », précise l'énergéticien. « Nous prenons le temps de faire tous les travaux de remise aux normes nécessaires, assure EDF. L'objectif est à terme de pouvoir prolonger la durée de fonctionnement de la centrale de dix ans. L'investissement est nécessaire. » Mais le temps n'est pas sans conséquences. L'arrêt d'une tranche cause selon plusieurs estimations un manque à gagner d'environ 1 million d'euros par jour.

Commentaire GSIEN : toujours le sempiternel problème du contrôle des travaux des sous-traitants et du manque de culture de sûreté. Plus surprenant, EDF découvre des problèmes de corrosion dans une centrale en bord de mer...

https://www.lemonde.fr/economie/article/2020/02/26/nucleaire-pourquoi-la-centrale-de-flamanville-ne-produit-plus-d-electricite-depuis-six-mois_6030944_3234.html

Le GSIEN est une association loi 1901 qui a été créée en 1975, suite à l'appel des 400 de février 1975, appel de scientifiques dont 200 physiciens nucléaires. Cet appel "A propos du programme nucléaire français" se concluait sur les phrases suivantes : "Nous pensons que la politique actuellement menée ne tient compte ni des vrais intérêts de la population ni de ceux des générations futures, et qu'elle qualifie de scientifique un choix politique. Il faut qu'un vrai débat s'instaure et non ce semblant de consultation fait dans la précipitation. Nous appelons la population à refuser l'installation de ces centrales tant qu'elle n'aura pas une claire conscience des risques et des conséquences. Nous appelons les scientifiques (chercheurs, ingénieurs, médecins, professeurs) à soutenir cet appel et à contribuer, par tous les moyens, à éclairer l'opinion."

SES ACTIVITES : Alors que les nombreux dysfonctionnements dans la construction des réacteurs tels que les déboires des EPR actuellement en construction, montrent **l'absence de mémoire des industriels du nucléaire, depuis 1976, le GSIEN suit et surveille cette industrie dangereuse depuis plus de 40 ans sans discontinuer**. Composé de scientifiques, d'experts reconnus, de travailleurs du nucléaire et de militants, le Groupe s'est doté d'un journal "La Gazette Nucléaire" qui a publié près de 300 numéros et près de 200 dossiers thématiques et édité plusieurs livres. De Three Mile Island (1979) en passant par Tchernobyl (1986) et Fukushima (2011), le GSIEN suit constamment l'actualité de l'industrie nucléaire et intervient régulièrement dans les organismes

officiels où il est représenté et répond aux nombreuses demandes du public mais aussi des enseignants, journalistes et associations écologistes. Le GSIEN est en particulier engagé dans l'Association Nationale des Comités et Commissions Locales d'Information (ANCCLI) et participe à son Comité Scientifique. Il travaille aussi directement avec les Commissions Locales.

LE CONTEXTE ACTUEL : Alors que chaque jour apporte son lot de révélations inquiétantes sur le fonctionnement du parc nucléaire, que le risque majeur n'est plus une vue de l'esprit, que le parc vieillit, que le débat sur la transition énergétique en France et ailleurs est relancé, que la capacité technique de construire un nouveau réacteur n'est pas démontrée (déboires de l'EPR de Flamanville) ... la validité technico-économique du renouvellement du parc nucléaire est plus en plus prégnante ! Plus que jamais, **l'existence d'une expertise scientifique indépendante est nécessaire pour informer la population, contrôler les acteurs de la filière et interpeller le pouvoir politique**. Dans ce contexte, le GSIEN doit poursuivre et renforcer son activité grâce au soutien et à la participation d'un plus grand nombre de membres de la communauté scientifique, de chercheurs de toutes disciplines et de militants de terrain. **Après 45 ans d'expertise "pluraliste", l'ambition du GSIEN est de permettre au plus grand nombre de s'approprier les connaissances accumulées, de renforcer sa capacité d'intervention dans le débat public et d'assurer l'enrichissement et la relève de cette expertise pluraliste**.

SOUTENIR LE GSIEN, C'EST IMPORTANT !

Bulletin d'adhésion ou de (ré)abonnement

(n'envoyez pas directement les chèques postaux au Centre car cela complique beaucoup notre "suivi" de fichier)

À copier / découper et à envoyer avec le titre de paiement (CCP ou chèque bancaire)

à l'ordre du GSIEN - 2, rue François Villon - 91400 Orsay

Nom (en majuscules) Prénom

Adresse

Code postal Ville

Tél.: Compétences ou centre d'intérêt

Email:

- M'abonne à la Gazette Nucléaire oui non - adhésion : écrire à contact@gazettenucleaire.org

(pour un an : France : 23 € - Étranger : 28 € - Soutien : 28 € ou plus)

- commande des exemplaires de la Gazette Nucléaire (photocopies possibles des n° épuisés)

Numéro : Nombre d'exemplaires :

port : environ 1 € de frais d'envoi pour un numéro (environ 80 g)