

Fontenay-aux-Roses, le 20 avril 2021

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

AVIS IRSN N° 2021-00059

Objet : EDF - REP - Centrale nucléaire de Cruas-Meyssse - INB N° 111 - Examen du rapport de conclusions du réexamen de sûreté du réacteur n° 2 à l'issue de sa troisième visite décennale.

Réf. : [1] Saisine ASN - CODEP-LYO-2019-038608 du 9 septembre 2019.
[2] Lettre ASN - DEP-PRES-0077-2009 du 1er juillet 2009.
[3] Avis IRSN - DSR/2007-260 du 16 juillet 2007.
[4] Avis IRSN – DSR/2008-100 du 18 mars 2008.
[5] Avis IRSN - 2010-34 du 20 juillet 2010.
[6] Avis IRSN - 2011-62 du 10 février 2011.
[7] Avis IRSN - 2011-81 du 24 février 2011.
[8] Avis IRSN - 2011-394 du 13 septembre 2011.
[9] Lettre ASN - CODEP-DCN-2012-019695 du 30 mars 2012.
[10] Décision de l'ASN n° 2012-DC-0318 du 27 septembre 2012 .
[11] Avis IRSN - 2018-00069 du 14 mars 2018.

Par lettre en référence[1], l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) demande à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) son avis technique sur les conclusions du réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale (VD3) du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas-Meyssse (Cruas). L'objectif de cette saisine est de permettre à l'ASN de prendre position sur la poursuite d'exploitation du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas. Cette position de l'ASN sera fondée notamment sur l'acceptabilité du réexamen de sûreté et du dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE) de ce réacteur, mis à jour à la suite des contrôles réalisés lors de la VD3.

1. ÉTUDES GÉNÉRIQUES DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ VD3 900

1.1. CONTEXTE DU REEXAMEN DE SURETE DU REACTEUR N° 2 DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE CRUAS

Le réexamen de sûreté « VD3 » du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas s'inscrit dans le cadre plus général du réexamen de sûreté VD3 de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (VD3 900), répartis entre le palier CP0 (comprenant les six réacteurs des centrales nucléaires de Fessenheim et du Bugey) et le palier CPY (comprenant 28 réacteurs répartis sur sept centrales nucléaires).

Le réexamen VD3 900, mené de 2002 à 2008, a ainsi permis de mener des études génériques aux réacteurs de 900 MWe et de définir les modifications nécessaires pour maintenir ou améliorer leur niveau de sûreté. Le rapport de conclusions du réexamen (RCR) VD3 du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas reprend les conclusions du réexamen VD3 900 complétées par la prise en compte de l'état réel et des spécificités de ce réacteur et de cette centrale nucléaire.

1.2. ÉVALUATION DES ASPECTS GÉNÉRIQUES DU REEXAMEN DE SÛRETÉ VD3 900

L'évaluation par l'IRSN des études génériques menées par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900 a été présentée lors de plusieurs réunions du groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR), tenues entre 2003 et 2006.

En outre, certains sujets hors du périmètre du réexamen de sûreté VD3 900 ont fait l'objet d'expertises de l'IRSN dans le cadre de réunions spécifiques des groupes d'experts (réacteurs, équipements sous pression nucléaires), tels que ceux liés au risque de colmatage des puisards de recirculation ou aux équipements sous pression nucléaires.

Lors de la réunion du GPR du 20 novembre 2008 consacrée au « Bilan du réexamen de sûreté VD3 900 », l'IRSN a présenté son évaluation :

- des études réalisées par EDF au regard des objectifs fixés initialement ;
- des modifications envisagées au regard des conclusions de ces études ;
- du nouveau référentiel de sûreté « VD3 900 », issu des résultats d'études et des modifications mises en œuvre, et des exigences associées.

En juillet 2009, l'ASN a fait part à EDF [2] de ses conclusions quant aux aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900, et aux compléments nécessaires, d'ordre générique aux réacteurs de 900 MWe ou spécifique à chaque réacteur, pour pouvoir se prononcer sur la poursuite d'exploitation des réacteurs à l'issue de leur troisième visite décennale. Les demandes ainsi formulées par l'ASN complètent ou précisent les engagements pris par EDF dans le cadre de la réunion du GPR consacrée au bilan du réexamen de sûreté VD3 900. La plupart des demandes de l'ASN et des engagements d'EDF étaient assortis d'échéances réputées compatibles avec les premiers arrêts pour troisième visite décennale des réacteurs concernés. Les actions correspondantes ont vocation à être mentionnées dans le RCR qu'EDF doit transmettre à l'issue de la VD3 de chaque réacteur de son installation.

Chaque RCR traite des aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900 et identifie, pour chaque thème traité, les éventuelles spécificités liées au site, ou au réacteur, de nature à modifier les conclusions des études ou les modifications nécessaires sur l'installation concernée.

En outre, chaque RCR est accompagné :

- par les résultats des contrôles liés à l'examen de conformité des tranches (ECOT), dont le programme, commun aux réacteurs de 900 MWe, a fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN en 2007 [3];
- le cas échéant, par les résultats des contrôles par sondage, liés au programme d'investigations complémentaires (PIC) qui a fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN en 2008 [4] par le DAPE du réacteur concerné, recensant les actions entreprises par l'exploitant pour assurer la maîtrise du vieillissement de son installation, DAPE dont la structure et le contenu ont fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN en 2008 dans le cadre du bilan du réexamen de sûreté VD3 900.

1.3. ÉVALUATION DES COMPLÉMENTS TRANSMIS PAR EDF CONCERNANT LES ASPECTS GÉNÉRIQUES DU REEXAMEN DE SÛRETÉ VD3 900

En ce qui concerne les aspects génériques du réexamen VD3 900, les conclusions de l'IRSN dans le cadre de

l'évaluation des RCR associés aux premières VD3 des réacteurs du palier 900 MWe¹ ([5] à [8]) restent applicables au RCR du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas. À cet égard, les recommandations génériques formulées par l'IRSN, à l'occasion des précédentes évaluations de RCR, ont fait l'objet du courrier en référence [9] adressé à EDF par l'ASN.

Toutefois, les études associées au référentiel « criticité » lorsque le combustible est dans le bâtiment réacteur et que la cuve est ouverte nécessitent un complément afin de pallier les incapacités fonctionnelles des chaînes neutroniques niveau source à détecter une dilution incontrôlée d'acide borique en situation de cœur incomplet lorsque le réacteur est en arrêt pour rechargement du combustible. Ce point fait l'objet d'une prescription de l'ASN [10] demandant, sur tous les réacteurs en exploitation, l'installation d'un dispositif redondant, diversifié et indépendant du système de mesure de la concentration en bore existant sur le circuit d'échantillonnage nucléaire.

La modification matérielle répondant à cette prescription est en cours de déploiement sur l'ensemble des réacteurs en exploitation. Cependant, une non-conformité dans le comportement de ce nouveau dispositif a été constatée sur les réacteurs de 900 MWe ayant intégré la modification. Dans l'attente des éléments permettant de finaliser la démonstration de l'aptitude du nouveau dispositif à assurer sa mission, l'ASN a demandé à EDF de différer sa mise en exploitation. Cette affaire est en cours d'expertise par l'IRSN.

2. ÉVALUATION DU RCR DU RÉACTEUR N° 2 DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE CRUAS

Le RCR du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas a été établi par EDF à l'issue de son arrêt pour troisième visite décennale qui s'est déroulé du 2 décembre 2017 au 27 avril 2018.

L'IRSN a notamment examiné les volets suivants :

- la prise en compte des conclusions des études génériques associées au réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion des VD3 900, les études réalisées et les modifications envisagées ou réalisées ;
- les résultats de l'examen de conformité du réacteur ;
- la maîtrise du vieillissement.

2.1. LA PRISE EN COMPTE DES CONCLUSIONS DES ETUDES GENERIQUES

Le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas ne présente pas de spécificité au regard des études génériques menées dans le cadre du réexamen VD3 900 et du référentiel d'exigences de sûreté qui en découle. Toutefois, les points spécifiques suivants méritent une attention particulière.

La protection des sites fluviaux en cas d'arrivée d'hydrocarbures a été estimée satisfaisante par l'IRSN sous réserve qu'EDF apporte des compléments de démonstration. À cet égard, la parade proposée par EDF pour pallier le risque « hydrocarbures » est l'installation d'un barrage flottant mobile en amont de la prise d'eau de la centrale nucléaire.

Sur le site de Cruas, les installations nécessaires pour la mise en place de ce barrage en cas d'alerte ont été construites. Cependant, le barrage ne fait l'objet d'aucun examen périodique dans le cadre d'un programme de maintenance préventive. **L'IRSN considère qu'EDF doit mettre en place un programme de contrôle permettant de vérifier le maintien dans le temps de la capacité de ce barrage à effectuer sa mission. Ce point fait l'objet de la recommandation n° 1 en annexe 1.**

¹ Il s'agit des réacteurs n° 1 du Tricastin et de Fessenheim et du réacteur n° 2 du Bugey.

Les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication à proximité du site de Cruas ont fait l'objet d'une évaluation probabiliste par EDF. En conclusion de son analyse des évaluations présentées par EDF, l'IRSN considère :

- concernant le risque d'explosion, que la démonstration d'EDF est insuffisante pour ce qui concerne le transport de matières dangereuses dans l'environnement de la centrale nucléaire de Cruas. EDF doit donc démontrer que les dispositions présentes sur le site de Cruas permettent de réduire la probabilité qu'un accident survenant sur les voies de communication conduise à des conséquences inacceptables sur le site. **À cet égard, l'IRSN rappelle, en annexe 2, la recommandation n° 1 formulée dans le cadre de l'évaluation du RCR du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Cruas [11], applicable au réacteur n° 2 ;**
- que l'évaluation d'EDF doit être complétée pour tenir compte du risque d'incendie induit par un accident impliquant le transport des matières dangereuses par voies fluviales. **Ceci conduit l'IRSN à formuler la recommandation n° 2 en annexe 1 ;**
- concernant le risque toxique, que les hypothèses retenues par EDF pour son évaluation doivent être étayées ; **ceci conduit l'IRSN à formuler la recommandation n° 3 en annexe 1.**

2.2. LES RESULTATS DE L'EXAMEN DE CONFORMITE DU REACTEUR (ECOT)

Concernant la conformité de l'état de l'installation à son référentiel d'exigences de sûreté en vigueur avant passage au référentiel VD3, l'IRSN considère que l'objectif est globalement atteint pour le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, compte tenu des contrôles menés dans le cadre de l'ECOT VD3 et des traitements d'écart réalisés ou engagés par EDF. Toutefois, l'IRSN attire l'attention sur les points suivants concernant certains thèmes programmés au titre de l'ECOT VD3 de nature à compléter les programmes de suivi en exploitation et de maintenance.

2.2.1. Tube de transfert du combustible entre les piscines des bâtiments réacteur (BR) et combustible (BK) – Manchettes en élastomère

La vérification de la tenue sous séisme du tube de transfert a conduit au remplacement, à titre préventif, des manchettes élastomères d'origine, du côté du bâtiment d'entreposage du combustible, par des manchettes dites « de nouvelle génération ». L'IRSN signale que le retour d'expérience de cette modification met en exergue plusieurs déchirures ou défauts d'étanchéité de manchettes à la suite de leur remplacement en VD3.

2.2.2. Ancrages

Les contrôles réalisés dans le cadre de l'ECOT VD3 ont montré que l'état des ancrages du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas présentait de nombreux écarts ayant nécessité une réparation. Par ailleurs, plusieurs anomalies sur les ancrages de différents matériels ont été encore constatées sur l'ensemble des réacteurs de la centrale de Cruas dans les années suivant leur VD3. Ces défauts, dont certains ont été caractérisés comme des écarts de conformité, n'ont pas été détectés lors des contrôles ECOT VD3. **La présence de ces défauts montre que le périmètre des contrôles ECOT VD3 était probablement insuffisant et qu'une extension des contrôles aurait été justifiée.**

2.2.3. Séisme-événement

Les contrôles réalisés dans le cadre de l'ECOT n'ont pas permis à l'exploitant d'identifier l'ensemble des couples « agresseurs/cibles » potentiels en cas de séisme (démarche de sûreté dite « séisme événement² »). En effet, dans le cadre de l'écart de conformité générique déclaré par EDF en 2016 relatif à ce sujet, l'exploitant de la centrale nucléaire de Cruas a identifié 42 couples agresseurs/cibles non-justifiés pour le réacteur n° 2 et dix

² Le risque « séisme événement » est le risque d'agression d'un élément important pour la protection (EIP) requis au séisme (matériel cible) par un autre équipement non requis au séisme (agresseur).

couples non-justifiés concernant des matériels communs aux réacteurs n° 1 et n° 2. Les couples agresseurs/cibles identifiés en écart concernent plusieurs familles de matériels.

La découverte a posteriori de cet écart générique affectant un nombre important de matériels de nature différente montre le manque d'exhaustivité des contrôles menés sur les sites dans le cadre de l'ECOT VD3 sur le thème « séisme événement ». À ce jour, la gestion pérenne du risque d'agression séisme-événement est assurée par EDF à travers une stratégie nationale. Le suivi de cette thématique fait l'objet d'une analyse dans un autre cadre que le présent avis.

2.3. LA MAITRISE DU VIEILLISSEMENT

L'appropriation du processus de gestion et de maîtrise du vieillissement par l'exploitant de la centrale nucléaire de Cruas lors de l'élaboration du DAPE du réacteur n° 2, sur la base du retour d'expérience local intégrant les résultats de contrôles pratiqués dans le cadre des programmes de maintenance nationaux ou locaux, est globalement acceptable. Cependant, comme déjà indiqué précédemment, des compléments sont attendus en réponse à la recommandation n° 1 en annexe 1.

3. CONCLUSION

Au terme de son examen des études génériques réalisées par EDF et des modifications envisagées ou entreprises dans le cadre du réexamen de sûreté associé à la VD3 des réacteurs du palier 900 MWe, l'IRSN a jugé satisfaisant le référentiel des exigences de sûreté applicable à ce palier à l'issue des VD3 au regard des objectifs fixés pour ce réexamen.

Sous réserve de la prise en compte des recommandations en annexes 1 et 2, l'IRSN estime qu'aucune autre particularité propre au réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas n'est de nature à remettre en cause les conclusions des études génériques et les dispositions retenues qui en découlent. En particulier, les conditions dans lesquelles ce réacteur a redémarré, à l'issue de son arrêt pour VD3, apparaissent satisfaisantes, notamment au vu des résultats des essais réalisés.

L'ensemble des modifications issues des conclusions du réexamen de sûreté VD3 900 a été intégré sur le réacteur n° 2 de Cruas. Les exigences de sûreté portées par la révision des règles générales d'exploitation à l'issue du réexamen ont été mises en œuvre sur le site de Cruas en février 2021, ce qui permet de bénéficier de l'ensemble des améliorations de sûreté nécessaires pour atteindre les objectifs fixés par le référentiel VD3 900.

IRSN

Le Directeur général

Par délégation

Frédérique PICHEREAU

Adjoint au Directeur de l'expertise de sûreté

ANNEXE 1 A L'AVIS IRSN N° 2021-00059 DU 20 AVRIL 2021

Recommandations de l'IRSN

Recommandation n° 1

L'IRSN recommande qu'EDF définisse un programme de contrôles et de maintenance préventive du barrage flottant mobile assurant la protection du site de Cruas en cas d'arrivée d'hydrocarbures et réexamine périodiquement l'adéquation de ce programme dans le cadre d'une fiche d'analyse de vieillissement.

Recommandation n° 2

L'IRSN recommande qu'EDF complète son analyse des risques liés aux transports de matières dangereuses sur le Rhône en prenant en compte les effets thermiques pouvant être générés par les accidents impliquant ces transports.

Recommandation n° 3

L'IRSN recommande qu'EDF révise l'analyse des risques toxiques liés aux transports de matières dangereuses sur les voies de communication autour du CNPE de Cruas en

- prenant en compte, pour chaque produit étudié, la concentration IDLH³ telle que retenue dans le référentiel VD3 900 ;
- tenant compte, pour la modélisation de la dispersion atmosphérique, de la bouffée pouvant être produite dès le début de la fuite pour les capacités mobiles transportant des gaz liquéfiés sous pression ;
- prenant en compte la durée d'exposition dans le calcul de la dose toxique reçue par le personnel en salle de commande ;
- réévaluant, à l'aide d'un outil adapté, les distances de sécurité des scénarios pour lesquels une distance de sécurité forfaitaire de 10 km est retenue ;
- réévaluant les probabilités d'occurrence des scénarios sur la base de distances de sécurité ainsi révisées.

³ IDLH : Immediately Dangerous to Life or Health - Concentration maximale d'un produit toxique dans l'air jusqu'à laquelle un travailleur peut s'échapper sans risquer de mourir ou de ressentir des effets irréversibles sur la santé à la suite d'irritation respiratoire ou oculaire sévère et d'autres effets délétères (désorientation ou incoordination).

ANNEXE 2 A L'AVIS IRSN N° 2021-00059 DU 20 AVRIL 2021

Rappel de recommandations issues d'avis antérieurs de l'IRSN

Rappel de la recommandation n° 1 de l'avis IRSN n° 2018-69 du 14 mars 2018

L'IRSN recommande qu'EDF vérifie l'acceptabilité du risque de dégagement de substances radioactives induit par les accidents liés aux trafics de matières dangereuses autour du CNPE de Cruas. Compte tenu du poids prépondérant du trafic fluvial de matières dangereuses sur la probabilité totale d'agression associée à la famille des « voies de communication », la vérification pourrait porter prioritairement sur les conséquences, en termes d'explosion ou d'effet toxique, d'un accident lié à cette source d'agression.