

Fontenay-aux-Roses, le 14 mars 2018

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Avis IRSN/2018-00069

Objet : REP - REP - Centrale nucléaire de Cruas-Meysses - INB N° 111
Examen du rapport de conclusions du réexamen de sûreté du réacteur n° 1 à l'issue de sa troisième visite décennale.

Réf. [1] Saisine ASN - CODEP-LYO-2016-014329 du 7 avril 2016.
[2] Lettre ASN - DEP-PRES-0077-2009 du 1^{er} 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 - 2017-186 du 2 juin 2017.
[12] Avis IRSN - 2015-177 du 28 mai 2015.
[13] Avis IRSN - 2017-346 du 9 novembre 2017.

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° 1 de la centrale nucléaire de Cruas-Meysses (Cruas). L'objectif de cette saisine est de permettre à l'ASN de prendre position sur la poursuite d'exploitation du réacteur n° 1 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.

Adresse Courrier
BP 17
92262 Fontenay-aux-Roses
Cedex France

Siège social
31, av. de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
Standard +33 (0)1 58 35 88 88
RCS Nanterre 8 440 546 018

Contexte du réexamen de sûreté du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Cruas

Le réexamen de sûreté « VD3 » du réacteur n° 1 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 de sûreté (RCRS) VD3 du réacteur n° 1 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.

Évaluation des aspects génériques du réexamen 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'instructions 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 spécifiques 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 RCRS qu'EDF doit transmettre à l'issue de la VD3 de chaque réacteur de son installation.

Chaque RCRS 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 RCRS 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.

Évaluation des compléments transmis par EDF concernant les aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900

Pour ce qui concerne les aspects génériques du réexamen VD3 900, les conclusions de l'IRSN dans le cadre des précédentes évaluations des RCRS ([5] à [8]) restent applicables au RCRS du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Cruas. À cet égard, les recommandations génériques formulées par l'IRSN, à l'occasion des précédentes évaluations de RCRS, ont fait l'objet du courrier adressé à EDF par l'ASN [9].

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 reste à examiner par l'IRSN.

Évaluation du RCRS du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Cruas

Le RCRS du réacteur n° 1 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 28 mars 2015 au 22 septembre 2015.

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.

La prise en compte des conclusions des études génériques

Le réacteur n° 1 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, la modification n'a pas pu être réceptionnée pour des raisons documentaires et de validation des essais de requalification. **À cet égard, l'IRSN rappelle, en annexe 2, la recommandation n° 1, émise dans le cadre de l'évaluation du RCRS relative au réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas [11], applicable à l'ensemble des réacteurs de cette centrale.**

Concernant les risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication, EDF a notamment évalué le risque d'explosion d'un nuage de gaz provenant d'installations industrielles et de transports de matières dangereuses à proximité du site de Cruas, ainsi que le risque toxique en salle de commande lié au transport ferroviaire de matières dangereuses. En conclusion de son analyse des évaluations présentées par EDF, l'IRSN considère que :

- vis-à-vis du risque d'explosion, 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 devra 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 un rejet inacceptable de matières dangereuses sur le site ;
- vis-à-vis du risque toxique, la conclusion d'EDF mérite d'être étayée au regard notamment du transport de chlorure de vinyle monomère sur le Rhône.

Ceci conduit l'IRSN à formuler la recommandation n° 1 en annexe 1.

Enfin, certaines modifications destinées à mettre l'installation en conformité avec le nouveau référentiel d'exigence de sûreté « VD3 900 » défini par EDF restent encore à effectuer. Notamment, le réexamen de sûreté VD3 900 MWe a conduit à revoir des exigences de sûreté prescrites dans les RGE, tant en exploitation dans les chapitres III, IX et X que dans la maîtrise des situations accidentelles au travers du chapitre VI. Ces évolutions, incluses dans le PTD n° 3 sur le palier CPY, ne sont pas encore mises en œuvre sur le site de Cruas. **Toutefois, le PTD n° 3 du palier CPY vient d'être émis par les services centraux d'EDF. Il appartient désormais à l'exploitant de la centrale nucléaire de Cruas de décliner ce référentiel d'exploitation sur ses réacteurs pour atteindre les objectifs de sûreté fixés par le référentiel VD3 900.**

Les résultats de l'examen de conformité du réacteur (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° 1 de la centrale nucléaire de Cruas, compte tenu des contrôles menés dans le cadre de l'ECOT VD3 et des traitements d'écarts 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.**

Génie civil

Les défauts impactant de manière immédiate la sûreté ont fait l'objet d'actions correctives et ont tous été traités. Cependant, l'IRSN considère que les défauts nécessitant une réparation à titre préventif¹ et dont l'échéance de traitement est dépassée devraient être corrigés dans les meilleurs délais. **À cet égard, l'observation émise dans le**

¹ Une « réparation à titre préventif » consiste à remettre en l'état un équipement ou un ouvrage affecté par un défaut ne remettant pas en cause à court terme la capacité des équipements ou ouvrages affectés à accomplir leur fonction de sûreté.

cadre de l'évaluation du RCRS relative au réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas [11] et rappelée en annexe 3 est applicable au réacteur n° 1.

De plus, les contrôles réalisés entre 2008 et 2010 ont révélé, sur les quatre réacteurs de cette centrale, la présence de dégradations du béton principalement sur le dôme et au niveau des ceintures toriques des enceintes de confinement, entraînant des infiltrations d'eau lors des épisodes pluvieux. Ces constats ont conduit EDF à réaliser des réparations en 2012. À cet égard, l'IRSN estime nécessaire qu'EDF vérifie les dispositions mises en œuvre pour garantir l'absence de circulation d'eau dans les ceintures toriques des réacteurs. En effet, une circulation d'eau dans les structures de génie civil de l'îlot nucléaire, et particulièrement dans la ceinture torique des enceintes, n'est pas acceptable pour la sûreté. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 3, rappelée en annexe 2, formulée dans le cadre de l'évaluation du RCRS du réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas [11] et applicable à l'ensemble des réacteurs de cette centrale.**

Tube de transfert du combustible entre les piscines des bâtiments réacteur (BR) et combustible (BK)

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 de stockage 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. Ce point est examiné dans un autre cadre.

Ancrages

Au vu des nombreux écarts relatifs aux ancrages de matériels au génie civil ayant dû faire l'objet d'une remise en conformité, certains ayant été identifiés en dehors du périmètre de l'ECOT VD3, l'IRSN estime que l'état des ancrages des matériels du réacteur n° 1 nécessite d'étendre le périmètre des contrôles des ancrages de l'ECOT VD3. **L'IRSN considère que la recommandation n° 3, émise dans le cadre de l'évaluation du RCRS relative au réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Gravelines [12], est applicable dans son principe au réacteur n° 1 de la centrale de Cruas et rappelle la recommandation en annexe 2.**

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 35 couples agresseurs/cibles non-justifiés pour le réacteur n° 1 et neuf couples non-justifiés concernant des matériels communs aux réacteurs n° 1 et n° 2. Cet écart de conformité a notamment fait l'objet d'avis sur ses aspects génériques et lors des évaluations par l'IRSN des programmes des travaux et des contrôles prévus lors des arrêts pour rechargement du combustible des réacteurs de Cruas.

Plus récemment, EDF a identifié, sur plusieurs réacteurs du palier CPY, un risque d'agression, par des armoires du système de régulation générale, du coffret électrique du système de production et distribution de 220 V sans coupure. **Le délai de résorption de cet écart sur les réacteurs affectés a fait l'objet de l'avis de l'IRSN [13] dont la recommandation, rappelée en annexe 2, est applicable au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Cruas.**

La découverte a posteriori de ces écarts génériques met en exergue l'incomplétude des contrôles menés sur les sites dans le cadre de l'ECOT.

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

La maîtrise 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° 1, 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 de l'avis IRSN - 2017-186 du 2 juin 2017 [11], rappelée en annexe 2, liée au vieillissement.

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° 1 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.

Par ailleurs, certaines modifications destinées à mettre l'installation en conformité avec le nouveau référentiel d'exigence de sûreté « VD3 900 » restent encore à effectuer, ce qui ne permet de bénéficier de l'ensemble des améliorations de sûreté nécessaires. Notamment, les exigences de sûreté portées par la révision des RGE à l'issue du réexamen ne sont pas encore mises en œuvre sur le site de Cruas. À cet égard, l'IRSN note que le PTD n° 3 du palier CPY vient d'être diffusé pour mise en application par les services centraux d'EDF. Il appartient donc à l'exploitant de la centrale nucléaire de Cruas-Meysses de décliner au plus tôt ce référentiel d'exploitation sur ses réacteurs pour atteindre les objectifs de sûreté fixés par le référentiel VD3 900.

Enfin, l'IRSN souligne que les études associées aux évaluations complémentaires de sûreté, menées à la suite de l'accident de Fukushima, ont conduit l'ASN à prescrire l'étude et la mise en œuvre de nouvelles améliorations de sûreté, dans des domaines couverts par le réexamen de sûreté VD3 900.

Pour le Directeur général et par délégation,

Frédérique PICHÉREAU

Adjoint au Directeur de l'expertise de sûreté

Annexe 1 à l'Avis IRSN/2018-00069 du 14 mars 2018

Recommandation

Recommandation n° 1 :

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.

Annexe 2 à l'Avis IRSN/2018-00069 du 14 mars 2018
Rappel de recommandations issues d'avis antérieurs de l'IRSN

Rappel de la recommandation n° 1 de l'avis IRSN - 2017-186 du 2 juin 2017

L'IRSN recommande qu'EDF réalise les actions nécessaires afin de pouvoir exploiter au plus tôt le barrage flottant mobile à mettre en place pour assurer la protection du site de Cruas en cas d'arrivée d'hydrocarbures. EDF devra, de plus, définir un programme de contrôles et de maintenance préventive de ce barrage flottant mobile et réexaminer périodiquement l'adéquation de ce programme dans le cadre d'une fiche d'analyse du vieillissement.

Rappel de la recommandation n° 3 de l'avis IRSN - 2015-177 du 28 mai 2015

Au vu des nombreux écarts ayant dû faire l'objet d'une remise en conformité, l'IRSN recommande qu'EDF étende le périmètre des contrôles des ancrages de l'examen de conformité des tranches (ECOT) de la troisième visite décennale (VD3).

Rappel de la recommandation de l'avis IRSN - 2017-346 du 9 novembre 2017

L'IRSN recommande qu'EDF élimine, sur tous les réacteurs concernés du palier CPY, tout risque d'agression en cas de séisme du coffret du système de production et distribution de 220 V sans coupure, dès que possible et au plus tard lors du prochain arrêt pour renouvellement du combustible.

Rappel de la recommandation n° 3 de l'avis IRSN - 2017-186 du 2 juin 2017

Pour ce qui concerne les défauts d'étanchéité de la ceinture torique des enceintes de confinement de Cruas, l'IRSN recommande qu'EDF vérifie que les dispositions mises en œuvre garantissent l'absence de circulation d'eau dans les ceintures toriques.

Annexe 3 à l'Avis IRSN/2018-00069 du 14 mars 2018
Rappel d'observations issues d'avis antérieurs de l'IRSN

Rappel de de l'observation formulée dans l'avis IRSN - 2017-00186 du 2 juin 2017 :

L'IRSN considère que l'exploitant de Cruas devrait, pour tous les réacteurs de Cruas :

- résorber au plus tôt tous les défauts nécessitant une réparation à titre préventif pour lesquels le délai de traitement a dépassé l'échéance de réparation de quatre ans demandée par la règle nationale de maintenance ;
- établir un échéancier de résorption pérenne de tous les autres défauts de génie civil.