

Fontenay-aux-Roses, le 2 juin 2017

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Avis IRSN/2017-00186

Objet : REP - Centrale nucléaire du Cruas - INB n° 112.
Examen du rapport de conclusions du réexamen de sûreté du réacteur n° 3 à l'issue de sa troisième visite décennale.

Réf. [1] Saisine ASN - CODEP-LYO-2015-022651 du 19 juin 2015.
[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 - 2010-00034 du 20 juillet 2010.
[6] Avis IRSN - 2011-00062 du 10 février 2011.
[7] Avis IRSN - 2011-00081 du 24 février 2011.
[8] Avis IRSN - 2011-00394 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 - 2015-00177 du 28 mai 2015
[12] Avis IRSN - 2017-00051 du 7 février 2017.
[13] Avis IRSN - 2011-0081 du 24 février 2011.
[14] Décision ASN n° 2011-DC-0231 du 4 juillet 2011.

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° 3 de la centrale nucléaire de Cruas. L'objectif de cette saisine est de permettre à l'ASN de prendre position sur la poursuite d'exploitation du réacteur n° 3 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° 3 de la centrale nucléaire de Cruas

Le réexamen de sûreté « VD3 » du réacteur n° 3 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 (paliers CP0 et CPY) 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° 3 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'instruction 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 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.

Poursuite de l'évaluation des aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900

Le premier rapport de conclusions de réexamen VD3 900 était celui du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin, premier réacteur de 900 MWe à achever sa VD3, en 2009.

Ainsi, l'IRSN a examiné [5], outre les aspects spécifiques à ce réacteur, les éléments transmis par EDF, relatifs aux aspects génériques du réexamen VD3 900 et faisant suite à ses propres engagements pris lors du GPR « Bilan du réexamen VD3 900 » et aux demandes de l'ASN.

Par la suite, l'IRSN a analysé les RCRS de deux réacteurs du palier CP0 ([6], [7] et [8]) avec, d'une part les compléments d'études transmis par EDF depuis l'évaluation du RCRS du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin, d'autre part les études spécifiques au palier CP0.

Dans ses avis en références [5] à [8], l'IRSN a distingué dans ses conclusions :

- d'une part les aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900, et s'appliquant à ce titre à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe ;
- d'autre part les aspects spécifiques à chaque réacteur ou à chaque site concerné.

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

Pour mémoire, les sujets techniques retenus dans le cadre des études génériques du réexamen de sûreté VD3 900 étaient :

- les agressions internes et externes et plus particulièrement :
 - les inondations internes et ruptures de tuyauteries à haute énergie (RTHE),
 - les explosions d'origine interne aux sites,
 - le risque d'incendie : études probabilistes de sûreté (EPS) « incendie » (palier CPY) et vérification des marges des protections coupe-feu,
 - la démarche de vérification sismique,
 - les agressions d'origine climatique : frasil, vents forts, tornades, feux de forêts, arrivée d'hydrocarbures,
 - l'autonomie du réacteur et de la centrale nucléaire à l'égard des agressions externes de mode commun ;
- les études des accidents et de leurs conséquences radiologiques, notamment pour ce qui concerne :
 - le risque de surpression du circuit primaire à basse température,
 - la défaillance passive du circuit d'injection de sécurité (RIS),
 - le risque de débordement en eau d'un générateur de vapeur affecté d'une rupture de tube,
 - les accidents graves,
 - la réactualisation de l'EPS de niveau 1,
 - les EPS de niveau 2,
 - le confinement en situation post-accidentelle,
 - le comportement des enceintes de confinement,

- la conformité des systèmes de ventilation/filtration à l'égard du confinement,
- l'opérabilité des matériels appelés en situations hors dimensionnement et ultimes (H et U),
- les informations de « surveillance post-accidentelle » ;
- la conception des ouvrages de génie civil et des systèmes :
 - la vérification de la conception des ouvrages de génie civil,
 - le fonctionnement du système de mesure de radioactivité (KRT),
 - la fiabilité du système de refroidissement de la piscine de désactivation (PTR),
 - les capacités fonctionnelles du système RIS,
 - la fiabilisation de la fonction de recirculation.

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° 3 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 en référence [9]. L'IRSN n'a pas de recommandation ou d'observation complémentaire à formuler concernant les études génériques associées au réexamen de sûreté VD3 900.

Toutefois, les études associées au référentiel « criticité » lorsque le combustible est dans le bâtiment réacteur et que la cuve est ouverte nécessitent une modification afin de pallier les incapacités fonctionnelles des chaînes neutroniques niveau source à détecter une dilution incontrôlée d'acide borique en situation de cœur incomplet en « arrêt pour rechargement ». 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° 3 de la centrale nucléaire de Cruas

Le RCRS du réacteur n° 3 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 19 juillet 2014 au 14 décembre 2014.

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 troisièmes visites décennales (VD3 900), les études réalisées et les modifications envisagées ou réalisées ;
- les résultats de l'examen de la conformité du réacteur ;
- la maîtrise du vieillissement.

La prise en compte des conclusions des études génériques

L'IRSN retient de cet examen que le réacteur n° 3 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 pu être réceptionnée pour des raisons documentaires et de validation des essais de requalification. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 1 en annexe 1.**

Concernant les risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication, EDF a 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.

Pour le transport par voie fluviale, des différences significatives concernant le trafic de matières dangereuses sur le Rhône ont été relevées par l'IRSN par rapport aux données en sa possession. Le trafic fluvial à retenir est de nature à augmenter de façon significative les probabilités des accidents fluviaux, vis-à-vis du risque d'explosion. De plus, l'IRSN relève qu'une quantité très importante de matières dangereuses circulant sur la voie ferrée à proximité du site de Cruas, qui laisse présager des probabilités d'accident non négligeables sur cette voie de communication. L'IRSN estime donc nécessaire qu'EDF vérifie son évaluation des risques liés au trafic fluvial et ferroviaire.

Concernant le risque toxique en salle de commande lié au transport ferroviaire de matières dangereuses, l'IRSN estime que l'évaluation effectuée par EDF mérite d'être étayé en regard de la proximité de l'axe ferroviaire et des quantités importantes de chlore transportées. Ceci amène l'IRSN à estimer qu'EDF devrait vérifier que la démonstration de sûreté vis-à-vis des risques liés au transport de matières toxiques n'est pas remise en cause par la prise en compte d'un trafic de matières dangereuses actualisé et des risques toxiques induits par un rejet de chlore.

Par ailleurs, EDF a évalué la probabilité de dégagement inacceptable de substance radioactive à la limite du site pour le risque d'explosion lié aux péniches non ou mal dégazées sans préciser la méthodologie de calcul pour obtenir ce résultat. Dans le cadre de l'évaluation du risque d'explosion de cuves non ou mal dégazées de péniches à proximité du CNPE de Fessenheim [13], une recommandation avait été formulée concernant cette méthodologie de calcul. Cette recommandation a fait l'objet de la prescription technique EDF-FSH-7 du 4 juillet 2011 [14], applicable au site de Fessenheim à laquelle EDF a répondu en 2012. L'IRSN estime qu'une analyse équivalente mérite également d'être menée pour le CNPE de Cruas.

L'ensemble de ces sujets relatifs aux risques associés aux voies de communication fait l'objet de la recommandation n° 2 en annexe 1.

Enfin, l'IRSN souligne que 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, ce qui ne permet de bénéficier de l'ensemble des améliorations de sûreté nécessaires. L'IRSN considère qu'EDF doit mettre en œuvre les moyens nécessaires pour atteindre au plus tôt les objectifs fixés par le référentiel VD3 900.

Les résultats de l'examen de conformité du réacteur

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° 3 de la centrale nucléaire de Cruas, compte tenu des contrôles menés dans le cadre de l'ECOT et des traitements d'écarts réalisés ou engagés par EDF. De même, tous les essais à périodicité décennale réalisés au cours de la VD3 ont été

satisfaisants. Toutefois, l'IRSN attire l'attention sur les points suivants de nature à compléter les programmes de suivi en exploitation et de maintenance.

Parmi les défauts rencontrés sur le génie civil, trois familles de défauts nécessitant des réparations à titre préventif¹, pour lesquels l'échéance de traitement prévue a été dépassée, ainsi que trois « plans d'action » liés à des écarts sur le génie civil sans échéancier de remise en conformité, ont été recensés. À ce titre, l'IRSN considère que pour tous les réacteurs de la centrale nucléaire de Cruas, EDF devrait résorber au plus tôt tous les défauts nécessitant des réparations à titre préventif et présenter un échéancier de résorption pérenne de tous les défauts identifiés sur le génie civil. **Ce point fait l'objet de l'observation en annexe.**

Par ailleurs, un remplacement de la manchette en élastomère d'origine du tube de transfert du côté bâtiment combustible (BK) du réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas a été réalisé à titre préventif en juillet 2013. 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. À cet égard, l'IRSN considère **que la recommandation n° 3, émise à l'issue de l'évaluation du RCRS relative au réacteur n° 4 du Tricastin [12], rappelée en annexe 3, est applicable au réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas.**

De plus, un nombre significatif d'écarts relatifs aux supportages de chemins de câbles a été détecté et traité. Devant ce constat, l'IRSN estime que le programme initial de contrôles, qui était limité aux locaux importants pour la sûreté présentant la plus grande densité de chemins de câbles ou ayant les chemins de câbles les plus chargés, est à compléter. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 1 de l'avis en référence [11], applicable au réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas et rappelée en annexe 3.**

De même, les contrôles réalisés, dans le cadre de l'ECOT VD3, sur les ancrages de matériels au génie civil du réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas, ont mis en évidence de nombreux défauts ayant nécessité une réparation. L'IRSN considère que l'état des ancrages de ce réacteur appelle à étendre le périmètre de l'ECOT VD3. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 3 de l'avis en référence [11], applicable au réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cruas et rappelée en annexe 3.**

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 sur ce sujet, l'exploitant de la centrale nucléaire de Cruas a identifié 37 couples agresseur/cible non-justifiés pour le réacteur n° 3 et neuf couples non-justifiés concernant des matériels communs aux réacteurs n° 3 et n° 4. La découverte a posteriori de cet écart générique met en exergue l'incomplétude des contrôles menés sur les sites dans le cadre de l'ECOT. 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.

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° 3, sur la base du retour d'expérience local intégrant les résultats de contrôles pratiqués dans le cadre des programmes de maintenance nationaux ou locaux, n'appelle pas de

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.

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).

remarque de la part de l'IRSN. Cependant, des compléments sont attendus en réponse aux recommandations n° 1 et n° 3 en annexe 1, liées au vieillissement.

Toutefois, dans le cadre des contrôles ECOT du réacteur n°3 de la centrale nucléaire de Cruas, des défauts d'étanchéité ont été détectés par EDF au niveau du dôme et de la ceinture torique de l'enceinte de confinement. En effet, des contrôles réalisés par l'exploitant en 2008 ont révélé la présence de dégradations du béton (fissures) entraînant des infiltrations d'eau lors des épisodes pluvieux, qui 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 la ceinture torique. 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. Par ailleurs, les quatre réacteurs du site de Cruas étant identiques par conception et par construction, le caractère générique des défauts constatés sur le réacteur n°3 ne peut être écarté. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 3 en annexe 1.**

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 du caractère opérationnel du barrage flottant de protection de la station de pompage d'eau brute, des vérifications nécessaires relatives aux risques liés aux voies de communication et de l'absence de dégradation au niveau des ceintures toriques de l'enceinte de confinement, objets des recommandations n°1 à 3 de l'annexe 1 ainsi que des recommandations rappelées en annexe 3, l'IRSN estime qu'aucune autre particularité propre au réacteur n° 3 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.

Toutefois, 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 considère qu'EDF doit mettre en œuvre les moyens nécessaires pour atteindre au plus tôt la totalité des 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,

Franck BIGOT

Adjoint au directeur de l'expertise de sûreté

Annexe 1 à l'Avis IRSN/2017-00186 du 2 juin 2017

Recommandations

Recommandation n° 1

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, présenter 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.

Recommandation n° 2

L'IRSN recommande qu'EDF vérifie l'acceptabilité du risque de dégagement de substances radioactives induit par les accidents liés aux trafics fluvial et ferroviaire autour du CNPE de Cruas. Cette vérification devra notamment inclure les données de trafics de matières dangereuses et les questions méthodologiques relatives à l'évaluation du risque d'explosion de péniches mal dégagées soulevées sur le CNPE de Fessenheim.

Recommandation n° 3

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 2 à l'avis IRSN/2017-00186 du 2 juin 2017

Observation

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

- 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 ;
- présenter un échéancier de résorption pérenne de tous les autres défauts de génie.

Annexe 3 à l'Avis IRSN/2017-00186 du 2 juin 2017

Rappel de recommandations d'avis antérieurs

Rappel de la recommandation de l'avis IRSN - 2017-00051 du 7 février 2017 relatif au réacteur n° 4 du Tricastin, applicable au thème « tube de transfert » :

Recommandation n° 3

L'IRSN recommande qu'EDF réévalue la qualification des manchettes élastomères du tube de transfert remplacées dans le cadre des VD3 900 pour les réacteurs de Tricastin et réexamine l'adéquation du programme de maintenance réalisé sur ces manchettes au regard des anomalies récemment détectées sur cet équipement.

Rappel de la recommandation de l'avis IRSN - 2015-00177 du 28 mai 2015 relatif au réacteur n° 3 de Gravelines, applicable au thème « Ancrage » :

Recommandation n° 3

Au vu des nombreux écarts ayant dû faire l'objet d'une remise en conformité lors des contrôles, 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 - 2015-00177 du 28 mai 2015 relatif au réacteur n° 3 de Gravelines, applicable au thème « Extension du programme de contrôles des supportages des chemins de câbles » :

Recommandation n° 1

Devant le constat du grand nombre d'écarts recensés lors des contrôles de conformité des supportages de chemins de câbles sur un périmètre restreint de locaux, l'IRSN recommande qu'EDF :

- étende ces contrôles à l'ensemble des locaux, en priorisant dans un premier temps ceux où le risque d'agresseur potentiel de matériel importants pour la sûreté présents dans ces locaux est le plus sensible ;
- inventorie d'une part les éventuelles difficultés de réalisation des contrôles compte tenu notamment de la couverture de certains chemins de câbles par du revêtement et s'assure d'autre part que le revêtement lui-même ne remette pas en cause la tenue au séisme du chemin de câbles ;
- présente un programme de remise en conformité des écarts détectés dans un délai n'excédant pas deux ans, sauf indication particulière qui nécessiterait un complément d'étude.