

RAPPORT À L'ATTENTION DE

**MADAME LA MINISTRE DE
LA TRANSITION ÉCOLOGIQUE ET SOLIDAIRE**

**POURSUITE DU FONCTIONNEMENT DU RÉACTEUR N° 2
DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS
APRÈS SON DEUXIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE**



SOMMAIRE

1. RÉFÉRENCES	4
2. CADRE RÉGLEMENTAIRE	6
3. PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION	7
3.1. PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS	7
3.2. PARTICULARITÉS DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE CRUAS PAR RAPPORT AUX AUTRES CENTRALES NUCLEAIRES EXPLOITEES PAR EDF	8
3.3. EXPLOITATION DU RÉACTEUR	8
3.4. GESTION DU COMBUSTIBLE	8
3.5. EXPLOITATION DE LA CUVE	9
3.6. EXPLOITATION DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL	9
3.7. EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX	9
3.8. EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT	10
3.9. EXPLOITATION DES AUTRES MATÉRIELS	10
3.10. RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION	10
3.10.1. SPÉCIFICATIONS TECHNIQUES D'EXPLOITATION ET RÈGLES D'ESSAIS PÉRIODIQUES	10
3.10.2. PROCÉDURES DE CONDUITE EN SITUATION INCIDENTELLE ET ACCIDENTELLE	11
4. DEUXIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE	12
4.1. DÉMARCHE ADOPTÉE	12
4.2. CONTRÔLES DE LA CONFORMITÉ	12
4.2.1. EXAMEN DE CONFORMITÉ	12
4.2.2. PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS	13
4.2.2.1. CHAUDIÈRE NUCLÉAIRE	13
4.2.2.2. ÉPREUVE DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT	14
4.2.2.3. CONTRÔLES ET OPÉRATIONS DE MAINTENANCE DES AUTRES ÉQUIPEMENTS	14
4.2.2.4. ESSAIS DÉCENNAUX	14
4.2.3. PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES	14
4.2.4. MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT	15
4.2.4.1. PROCESSUS RETENU	15
4.2.4.2. BILAN DES CONTRÔLES ET INSPECTIONS RÉALISÉS AU TITRE DU SUIVI DU VIEILLISSEMENT	15
4.3. RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ	16
5. PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	18
5.1. ACTIONS DE L'ASN À LA SUITE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI	18
5.2. LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI	19
5.2.1. PRESCRIPTIONS DE L'ASN PRISES À LA SUITE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI	19
5.2.2. INSPECTIONS DE L'ASN	21

6. CONCLUSION SUR LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT	22
---	-----------

SIGLES, ABRÉVIATIONS ET DÉNOMINATIONS	23
--	-----------

1. RÉFÉRENCES

- [1] Décret du 8 décembre 1980, modifié par le décret n° 2004-1324 du 29 novembre 2004 autorisant la création par Électricité de France de quatre tranches de la centrale nucléaire de Cruas dans le département de l'Ardèche ;
- [2] Arrêté du 10 novembre 1999 modifié relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression ;
- [3] Décisions n° 2016-DC-0548 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 8 mars 2016 fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents des installations nucléaires de base n° 111 et n° 112 exploitées par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) dans les communes de Cruas, Meysse (département de l'Ardèche) et la Coucourde (département de la Drôme) et n° 2016-DC-0549 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 8 mars 2016 fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des installations nucléaires de base n° 111 et n° 112 exploitées par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) dans les communes de Cruas, Meysse (département de l'Ardèche) et la Coucourde (département de la Drôme) ;
- [4] Décision ASN n° 2011-DC-0213 du 5 mai 2011 prescrivant à Électricité de France de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de certaines de ses installations nucléaires de base au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ;
- [5] Décision n° 2012-DC-0281 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cruas-Meysse au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 111 et 112 ;
- [6] Décision n° 2014-DC-0401 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cruas-Meysse (Ardèche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0281 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire ;
- [7] Avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs GPR/02-011 du 19/03/2002 ;
- [8] Avis n° 2012-AV-0139 du 3 janvier 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ;
- [9] Courrier ASN DGSNR/SD2/N° 701/2002 du 11 juillet 2002 relatif à la position de l'ASN sur les aspects génériques du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leur deuxième visite décennale ;
- [10] Courrier CODEP-LYO-2011-060898 du 28 octobre 2011 : lettre de suite des inspections ciblées des 19, 20 et 21 octobre 2011 relative au « premier retour d'expérience suite à l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi » ;

- [11] Courrier CODEP-LYO-2012-025306 du 9 mai 2012 : lettre de suite de l'inspection du 18 avril 2012 relative au « récolement des actions correctives prises à la suite de l'inspection ciblée sur le premier retour d'expérience de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi menée du 19 au 21 octobre 2011 » ;
- [12] Note d'information du lot VD2 900 CP0 –D410.BPS.CDP.VD2 99119 DEE/KB du 16/09/1999 ;
- [13] Note d'information du lot VD2 900 CPY –D450.LT.BPS.CDP.VD2 00 1668 du 16/06/2000 ;
- [14] Rapport de conclusions du réexamen de sûreté associé à la deuxième visite décennale de la tranche 2 du CNPE de Cruas-Meysse D5180/NR/SQ/10093/00, adressé par Électricité de France (EDF-SA) à l'Autorité de Sûreté Nucléaire le 15 octobre 2010 ;
- [15] Rapport d'évaluations complémentaires de sûreté de la centrale nucléaire de Cruas au regard de l'accident de Fukushima, adressé par Électricité de France (EDF-SA) à l'Autorité de sûreté nucléaire le 15 septembre 2011 ;
- [16] Décision n° 2019-DC-0662 de l'Autorité de Sûreté Nucléaire du 19 février 2019 modifiant les décisions n° 2012-DC-0274 à n° 2012-DC-0283, n° 2012-DC-0285 à n° 2012-DC-0290 et n° 2012-DC-0292 du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables aux sites électronucléaires de Belleville-sur-Loire, Blayais, Bugey, Cattenom, Chinon, Chooz B, Civaux, Cruas-Meysse, Dampierre-en-Burly, Flamanville, Golfech, Gravelines, Nogent-sur-Seine, Paluel, Penly, Saint-Alban et Tricastin au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS).

2. CADRE RÉGLEMENTAIRE

En application de l'article L. 593-6 du code de l'environnement, « *l'exploitant d'une installation nucléaire de base est responsable de la maîtrise des risques et inconvénients que son installation peut présenter pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1* », à savoir la santé, la sécurité et la salubrité publiques ainsi que la protection de la nature et de l'environnement. Cette responsabilité se décline notamment par la définition et la mise en œuvre de dispositions techniques et de mesures organisationnelles en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base.

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) exerce le contrôle de l'ensemble des installations nucléaires civiles françaises. Ces installations font régulièrement l'objet d'inspections de la part de l'ASN. Les écarts déclarés par les exploitants ainsi que les actions prises pour les corriger et éviter qu'ils ne puissent se reproduire sont également analysés par l'ASN. Les modifications notables des installations, en dehors de celles nécessitant la modification de leur décret d'autorisation, sont soumises soit à autorisation, soit à déclaration auprès de l'ASN. Enfin, l'ASN assure le contrôle de tous les arrêts de réacteurs électronucléaires pour rechargement en combustible et maintenance programmée.

En complément de ce contrôle régulier, les exploitants sont tenus de réexaminer tous les dix ans la sûreté de leur installation, conformément aux dispositions prévues par l'article L. 593-18 du code de l'environnement.

Le réexamen périodique d'une installation nucléaire de base a pour objectif, d'une part, d'examiner en profondeur l'état de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables et, d'autre part, d'améliorer son niveau de sûreté en tenant compte de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances, des règles applicables aux installations similaires et des meilleures pratiques internationales. Pour les réacteurs électronucléaires d'Électricité de France (EDF), le réexamen périodique s'appuie notamment sur les visites décennales des réacteurs qui constituent des moments privilégiés pour mener des contrôles et modifier les équipements.

Du 14 juillet au 23 novembre 2007, le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas a fait l'objet de sa deuxième visite décennale (VD2) après vingt ans de fonctionnement. EDF a procédé à cette occasion au deuxième réexamen périodique de cette installation.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, EDF a adressé à l'ASN le 15 octobre 2010 le rapport de conclusions du deuxième réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas (référence [14]).

Le présent rapport constitue l'analyse de l'ASN, conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, du rapport de réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas concluant sur l'aptitude à la poursuite du fonctionnement de ce réacteur après son deuxième réexamen périodique.

Ce processus de réexamen périodique est distinct des évaluations complémentaires de sûreté prescrites par décision en référence [4] à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Les rapports d'évaluations complémentaires de sûreté des 58 réacteurs exploités par EDF ont été remis le 15 septembre 2011, dont le rapport concernant le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas (en référence [15]). Ils ont été analysés par l'ASN avec l'appui de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). L'ASN a remis son avis sur ces évaluations en référence [8] le 3 janvier 2012. Cette analyse a conduit l'ASN à émettre des prescriptions complémentaires par décision en référence [5] pour la centrale nucléaire de Cruas.

3. PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION

Le présent paragraphe fournit un panorama de l'historique d'exploitation du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas au moment de sa deuxième visite décennale.

3.1. PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS

La centrale nucléaire de Cruas est constituée de quatre réacteurs de 900 MWe. Les réacteurs de la centrale nucléaire de Cruas ont été autorisés par le décret cité en référence [1].

Le site de Cruas est situé sur le territoire des communes de Cruas et de Meysse dans le département de l'Ardèche. Les installations nucléaires sont implantées sur la rive droite du Rhône, au droit et en bordure de la retenue créée par le barrage de Rochemaure. Le site occupe une petite plaine, dite plaine de Cruas, enserrée entre le Rhône à l'est et des collines à l'ouest. Il se trouve à environ 8 km au nord de Montélimar et à 10 km au nord-est du Teuil.

Le Centre nucléaire de production d'électricité (CNPE) de Cruas est composé de quatre réacteurs de conception identique (palier technique CP2), de type réacteur à eau sous pression (REP), d'une puissance électrique unitaire de 900 MWe et refroidis en circuit fermé par l'eau du Rhône. Les réacteurs ont été mis en service industriel :

- le 2 avril 1984 pour le réacteur n° 1 et le 1^{er} avril 1985 pour le n° 2, qui constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 111 ;
- le 10 septembre 1984 pour le réacteur n° 3 et le 11 février 1985 pour le n° 4, qui constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 112.

Les rejets ainsi que le prélèvement et la consommation d'eau de la centrale nucléaire de Cruas sont réglementés par les décisions citées en référence [3].



Photo du site de Cruas

3.2. PARTICULARITÉS DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE CRUAS PAR RAPPORT AUX AUTRES CENTRALES NUCLEAIRES EXPLOITEES PAR EDF

Avec 34 réacteurs de 900 MWe, 20 réacteurs de 1300 MWe et 4 réacteurs de 1450 MWe, le parc électronucléaire d'EDF est standardisé. Ainsi, de nombreuses similitudes existent entre les centrales nucléaires. Il n'en reste pas moins que chaque centrale, voire chaque réacteur, peut posséder, en raison de son implantation géographique, de choix d'ingénierie particuliers, d'opportunités diverses ou de justifications historiques, des particularités.

La suite de ce paragraphe énumère les particularités les plus notables pour la centrale nucléaire de Cruas par rapport aux autres centrales nucléaires exploitées par EDF.

Particularités techniques :

L'implantation des différents bâtiments de l'îlot nucléaire correspond à celle du palier CP2. Le découpage en locaux et installation reste le même que celui du palier.

Le sol de fondation du site de Cruas, rocheux, étant beaucoup plus rigide que celui pris en compte dans les hypothèses de dimensionnement des autres réacteurs, l'ensemble des bâtiments repose sur des appareils d'appuis en élastomère fretté par l'intermédiaire d'un radier général monolithe.

Autour de l'îlot nucléaire, se trouvent :

- quatre bâtiments « Diesel » (deux pour chaque réacteur) eux aussi sur appuis néoprènes abritant les groupes électrogènes,
- deux casemates du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) abritant les réservoirs ASG propres à chaque réacteur.

3.3. EXPLOITATION DU RÉACTEUR

Les principales étapes d'exploitation du réacteur n° 2 sont présentées ci-après :

Étapes d'exploitation	Dates
Autorisation de première divergence	1 ^{er} août 1984
Premier couplage au réseau d'électricité	6 septembre 1984
Autorisation de mise en service commerciale	1 ^{er} avril 1985
Visite complète n° 1	1987
Visite décennale n° 1	1997
Visite décennale n° 2	14 juillet au 23 novembre 2007

3.4. GESTION DU COMBUSTIBLE

Le mode de gestion du combustible du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas a évolué au cours des vingt premières années d'exploitation. Les principales étapes de cette évolution sont décrites ci-après :

- mise en service : combustible en uranium enrichi à 3,25 % renouvelé par tiers de cœur ;
- 1988 : combustible en uranium enrichi à 3,7 % en mode de gestion « GARANCE UO₂ » renouvelé par quart de cœur ;

- 2009 : combustible en uranium enrichi à 3,7 % en mode de gestion « GARANCE URE » renouvelé par quart de cœur.

Le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas n'est pas pour le moment autorisé à utiliser du combustible MOX, constitué d'un mélange d'oxyde d'uranium et de plutonium issu du retraitement des combustibles nucléaires usés.

3.5. EXPLOITATION DE LA CUVE

Comme l'ensemble des équipements sous pression du circuit primaire principal, la cuve d'un réacteur électronucléaire subit, à l'issue de sa fabrication, une première épreuve hydraulique au titre de la fin de construction de la chaudière nucléaire, une seconde dans les trente premiers mois après le premier chargement en combustible nucléaire puis une épreuve tous les dix ans. Avant la réalisation de la deuxième visite décennale, la cuve du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas a par conséquent fait l'objet de trois épreuves hydrauliques le 3 décembre 1982 (fin de fabrication), le 11 mai 1987 (première visite complète) et le 16 mai 1997 (première visite décennale) à des pressions comprises entre 206 et 228 bar.

Cas particulier des défauts sous revêtement

Les contrôles menés en 1997 à l'occasion de la première visite décennale du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas n'ont pas mis en évidence de défaut sous revêtement.

Couvercle de cuve

Le couvercle de cuve d'origine équipé de traversées en alliage de type Inconel 600 non-traité thermiquement et présentant une forte sensibilité à la corrosion sous contrainte a été remplacé en 1998 par un nouveau couvercle équipé de traversées en alliage de type Inconel 690 moins sensible à ce mode de dégradation.

3.6. EXPLOITATION DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL

À la suite de la mise en évidence du phénomène de corrosion sous contrainte affectant les équipements sous pression fabriqués en alliage de type Inconel 600 MA, le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas est équipé de générateurs de vapeur avec des tubes en alliage de type Inconel 600 traités thermiquement, moins sensible au phénomène de corrosion sous contrainte.

Les générateurs de vapeur du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas sont concernés par le phénomène de colmatage. Afin de se prémunir contre cette situation, l'exploitant procède à des mesures de suivi et de maintenance. À ce titre, un nettoyage chimique curatif des générateurs de vapeur du réacteur n° 2 a été réalisé en 2008.

Les cloisons des générateurs de vapeur 1 et 3 du réacteur n° 2 de la centrale de Cruas sont affectées par un mécanisme de dégradation de type corrosion sous contrainte mis en évidence au niveau de la soudure de la liaison attente de plaque/plaque de partition. Leur maintien en l'état est justifié au travers de dossiers de traitement d'écart et d'examen non destructifs périodiques.

Les autres éléments constitutifs du circuit primaire principal (tuyauteries primaires, piquages, pressuriseur, groupe motopompe primaire, soupapes, organes de robinetterie) ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

3.7. EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX

Les circuits secondaires principaux (CSP) ont subi trois épreuves hydrauliques en 1982, 1991 et 1999.

Les robinets, soupapes et vannes installés sur les circuits secondaires principaux ainsi que les soupapes des générateurs de vapeur ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement, tel qu'étudié de manière générique par EDF. Ce constat s'applique également aux tuyauteries.

3.8. EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT

L'enceinte de confinement du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas est constituée d'un radier de béton armé qui n'a pas de rôle structurel vis-à-vis de la tenue de l'enceinte et d'une paroi de béton précontraint revêtue d'une peau métallique de faible épaisseur. L'enceinte de la centrale nucléaire de Cruas présente une spécificité par rapport aux autres centrales du palier CPY : les radiers des quatre tranches sont posés sur des plots parasismiques. Il n'y a donc pas de galerie de précontrainte sous le bâtiment réacteur et la sous-face du radier est visible dans son ensemble.

Cette enceinte a fait l'objet de trois épreuves en 1983, 1987, 1997. Les mesures de taux de fuite n'ont pas révélé d'anomalie particulière.

L'enceinte de confinement du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas ne présente ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

3.9. EXPLOITATION DES AUTRES MATÉRIELS

Dans le cadre de la déclinaison du programme national de maîtrise du vieillissement, EDF a procédé à une analyse des éventuelles spécificités des équipements du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas. Il en ressort que ces matériels, regroupant les matériels mécaniques, électriques, l'instrumentation et les structures de génie civil, ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

3.10. RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION

Les règles générales d'exploitation sont un recueil de règles qui définissent le domaine de fonctionnement de l'installation. Elles comprennent notamment :

- les spécifications techniques d'exploitation définissant les limites de fonctionnement normal de l'installation, les fonctions de sûreté nécessaires et les conduites à tenir en cas de dépassement d'une limite de fonctionnement normal ou d'indisponibilité d'une fonction de sûreté requise ;
- les règles des essais périodiques destinés à vérifier le bon fonctionnement des matériels importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et la disponibilité des systèmes sollicités en situation accidentelle ;
- les règles de conduite permettant de ramener le réacteur dans un état stable et de l'y maintenir en cas de situation incidentelle ou accidentelle.

3.10.1. Spécifications techniques d'exploitation et règles d'essais périodiques

Au cours des vingt premières années d'exploitation, les spécifications techniques d'exploitation (STE) et les règles d'essais périodiques du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas ont évolué conformément aux orientations fixées par l'ASN. Elles ont également été adaptées pour prendre en considération la mise en œuvre de modifications matérielles réalisées sur le réacteur. Les modifications décidées par EDF et mises en œuvre sur l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (palier CPY) comprenant le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas depuis la première visite décennale sont indiquées ci-après :

- intégration d'un palier technique documentaire, tenant compte de modifications matérielles mises en œuvre notamment dans le cadre de la deuxième visite décennale ;
- intégration d'un dossier d'amendement relatif à la gestion des fuites entre les circuits de refroidissement primaire et secondaire, et aux critères d'évolution des fuites pour des générateurs de vapeur ;
- intégration d'un dossier d'amendement associé au redimensionnement des volumes du circuit d'appoint en eau borée ;

- intégration d'un dossier d'amendement des spécifications techniques d'exploitation relatif à l'interaction pastille gaine (IPG) ;
- intégration d'un dossier d'amendement concernant la mise en cohérence du palier technique documentaire (PTD) dit « VD2 », et la prise en compte du retour d'expérience d'application du PTD « lot 93 CPY » ;
- intégration d'un dossier d'amendement relatif au réglage des alarmes « flux élevé à l'arrêt » durant les opérations de manutention de combustible ;
- intégration d'un dossier d'amendement relatif à la prise en compte de l'incident réseau généralisé (IRG).

3.10.2. Procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle

L'accident survenu le 28 mars 1979 sur la centrale nucléaire de *Three Mile Island* (Etats-Unis) a montré l'intérêt d'une approche « par état » consistant à élaborer des stratégies de conduite en fonction de l'état physique identifié de la chaudière nucléaire, quels que soient les événements ayant conduit à cet état. Un diagnostic permanent permet, si l'état se dégrade, d'abandonner la procédure ou la séquence en cours, et d'appliquer une procédure ou une séquence mieux adaptée.

L'approche par état (APE) a été progressivement introduite au sein du parc nucléaire exploité par EDF sur le territoire français. Le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas en a été doté en 2001.

4. DEUXIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE

4.1. DÉMARCHE ADOPTÉE

Dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, EDF a :

- procédé à un contrôle de la conformité, en examinant en profondeur la situation de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables selon un programme défini en amont ;
- amélioré le niveau de sûreté de l'installation en s'appuyant notamment sur la comparaison entre les exigences applicables et celles en vigueur pour des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et en prenant en considération l'évolution des connaissances ainsi que le retour d'expérience national et international.

S'agissant du réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe ayant fonctionné pendant vingt ans après leur première divergence, la standardisation des installations exploitées par EDF l'a conduite à adopter une approche comprenant une première phase générique, c'est-à-dire traitant des aspects communs à tous ces réacteurs, et une seconde propre à chaque réacteur.

L'ASN et l'IRSN, son appui technique, ont analysé les études génériques menées par EDF. L'ASN s'est appuyée sur l'avis formulé par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs à l'issue de ses réunions du 28 février et 14 mars 2002 [7] et a transmis à EDF, par courrier cité en référence [9], sa position sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe à l'issue de leur seconde visite décennale.

Sous réserve du respect de certains engagements pris par EDF et de la prise en compte des demandes formulées par l'ASN dans le courrier cité en référence [9], l'ASN n'a pas identifié d'éléments mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à trente ans après leur première divergence.

EDF a intégré ces réserves dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas. À l'issue de la visite décennale du réacteur, EDF a adressé à l'ASN le rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur (référence [14]).

Sur la base de l'examen de ce document, l'ASN expose, ci-après, l'analyse des conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas.

4.2. CONTRÔLES DE LA CONFORMITÉ

4.2.1. EXAMEN DE CONFORMITÉ

L'examen de conformité consiste en la comparaison de l'état de l'installation au référentiel de sûreté et à la réglementation applicables, comprenant notamment son décret d'autorisation de création et l'ensemble des prescriptions de l'ASN. Cet examen de conformité vise à s'assurer que les évolutions de l'installation et de son exploitation, dues à des modifications ou à son vieillissement, respectent l'ensemble de la réglementation applicable et ne remettent pas en cause son référentiel de sûreté. Cet examen décennal ne dispense cependant pas l'exploitant de son obligation permanente de garantir la conformité de son installation.

Selon les thématiques abordées, la centrale de Cruas s'est notamment assurée de la bonne intégration des dispositions ou des modifications programmées par ses centres d'ingénierie, de la bonne réalisation des opérations de maintenance et des essais périodiques prévus par les documents d'exploitation, de la prise en compte du risque sismique pour la tenue de certains équipements et de la conformité par rapport aux plans.

L'examen de conformité des réacteurs de 900 MWe a pris la forme de contrôles documentaires ou *in situ*. L'examen de conformité a porté plus particulièrement sur les thèmes suivants :

- classement des matériels importants pour la sûreté (IPS) ;
- séisme-événement, c'est-à-dire le risque d'agression d'éléments importants résistants au séisme (cibles potentielles) par des matériels non classés au séisme (agresseurs potentiels) ;
- qualification des matériels aux conditions accidentelles ;
- réglage des protections électriques ;
- génie civil et protection contre les inondations internes ;
- protection contre les incendies ;
- mesures prises pour faire face aux grands froids ;
- protection contre la rupture de tuyauterie à haute énergie.

Un certain nombre d'écarts ont été détectés et ont fait l'objet d'une remise en conformité.

À la suite de l'examen de conformité, EDF s'est engagée à réaliser des actions, que l'ASN considère satisfaisants.

L'ASN considère que cet examen de conformité a fait progresser la sûreté des installations en permettant une meilleure appropriation des exigences de sûreté sur le site, ainsi que la correction de nombreux écarts. En particulier, les études de conformité réalisées dans le cadre de ce réexamen ont permis des progrès notables en ce qui concerne les agressions internes et la qualification des matériels aux conditions accidentelles.

Pour ce qui concerne le réacteur n° 2 de la centrale de Cruas, les écarts rencontrés *in situ* ont tous été traités avant ou pendant sa visite décennale.

L'ASN considère que les vérifications menées par EDF sont satisfaisantes et que les écarts relevés à cette occasion ont fait l'objet d'un traitement approprié.

4.2.2. PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS

4.2.2.1. Chaudière nucléaire

Les cuves des réacteurs, en application de l'article 4 de l'arrêté en référence [2], font l'objet d'études spécifiques visant à démontrer l'absence de risque de rupture brutale de l'équipement. Ces études, transmises à l'ASN lors des VD2, ont été révisées pour prendre en compte les demandes et observations qui ont été faites lors de l'instruction du dossier relatif à la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe pendant la période décennale suivant leur VD2. Au vu des éléments transmis par EDF, l'ASN considère que la résistance des cuves des réacteurs de 900 MWe a été démontrée jusqu'à l'échéance des troisièmes visites décennales.

Le circuit primaire a fait l'objet d'une requalification conformément à l'article 15 de l'arrêté cité en référence [2]. Cette requalification comprend une visite complète de l'appareil, une épreuve hydraulique et un examen des dispositifs de sécurité.

Les épreuves hydrauliques ont été supportées par les équipements concernés de façon satisfaisante. Les contrôles effectués n'ont montré aucune déformation ou fuite de nature à remettre en cause leur intégrité. Au vu des résultats des épreuves hydrauliques, des comptes rendus détaillés des visites des appareils ainsi que du bilan des examens des dispositifs de sécurité, les résultats des requalifications ont été jugés satisfaisants et l'ASN a établi les procès-verbaux de requalification des appareils.

Les contrôles de la cuve ont par ailleurs confirmé l'absence de défaut sous revêtement.

4.2.2.2. Épreuve de l'enceinte de confinement

Lors de la deuxième visite décennale du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, l'enceinte de confinement a subi le test d'étanchéité prévu par les règles générales d'exploitation. Incertitudes comprises, le débit de fuite maximal a été mesuré à 4,86 Nm³/h pour un critère maximal inférieur à 16 Nm³/h. Par conséquent, l'ASN a jugé satisfaisante l'épreuve visant à s'assurer de la résistance et de l'étanchéité de l'enceinte.

4.2.2.3. Contrôles et opérations de maintenance des autres équipements

L'ensemble des matériels mécaniques et électriques du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas a fait l'objet des contrôles et actions de maintenance prévus au titre des programmes de maintenance élaborés par EDF. Les écarts ou défauts mis en évidence lors de ces contrôles ont été accompagnés d'actions correctives ou de justifications appropriées selon un calendrier qui n'appelle pas de remarque de la part de l'ASN.

4.2.2.4. Essais décennaux

Les réacteurs électronucléaires sont équipés de systèmes de sauvegarde qui permettent de prévenir les incidents et accidents ou de maîtriser et limiter leurs conséquences. Il s'agit, entre autres, du circuit d'injection de sécurité, du circuit d'aspersion dans l'enceinte du bâtiment réacteur et du circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur.

Dans les conditions normales d'exploitation, ces matériels ne sont pas amenés à fonctionner. Aussi, afin de vérifier régulièrement leur bon fonctionnement, des essais sont réalisés périodiquement conformément aux programmes établis par les règles générales d'exploitation. Cette vérification est réalisée selon une fréquence adaptée à l'importance pour la sûreté de chacun des matériels concernés. Les visites décennales constituent l'occasion de procéder à la réalisation d'essais périodiques de grande ampleur particulièrement représentatifs du bon fonctionnement des matériels de sauvegarde.

À l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, EDF a ainsi procédé aux essais suivants :

- mise en œuvre des configurations complexes des circuits de sauvegarde ;
- essais d'ouverture ou de fermeture d'organes de robinetterie dans des conditions de pression et température similaires à celles qui seraient rencontrées en situation incidentelle ou accidentelle ;
- vérification du bon fonctionnement d'équipements dédiés à la gestion des accidents graves tels que le filtre à sable permettant de diminuer les rejets radioactifs dans l'environnement en cas de fusion partielle du cœur.

Les résultats de l'ensemble des essais décennaux se sont révélés satisfaisants et n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN.

4.2.3. PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES

Afin de conforter les hypothèses retenues concernant l'absence de dégradation dans certaines zones réputées non sensibles et donc non couvertes par un programme de maintenance préventive, EDF met en œuvre un programme d'investigations complémentaires (PIC) par sondage mené sur plusieurs réacteurs du parc nucléaire français.

Le programme d'investigations complémentaires vise essentiellement à valider les hypothèses sous-jacentes à la politique de maintenance d'EDF. Les contrôles menés au titre du programme d'investigations complémentaires sont effectués par sondage et diffèrent d'un réacteur à l'autre afin de couvrir l'ensemble des domaines concernés par la maintenance.

Le programme d'investigations complémentaires associé au processus de réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe dans le cadre de leur deuxième visite décennale a débuté en 1999 sur le réacteur n° 1 de Fessenheim, et s'est terminé en 2004 sur le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Tricastin.

Seuls quelques cas de dégradations liées à des phénomènes de vieillissement connus ont été détectés et pris en compte dans les mises à jour des programmes de maintenance.

Le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas n'a pas fait l'objet d'action au titre du programme national d'investigations complémentaires.

4.2.4. MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT

4.2.4.1. Processus retenu

Certains phénomènes sont susceptibles de remettre en cause au fil du temps la capacité des installations à se conformer aux exigences de sûreté réévaluées. L'ASN considère qu'EDF doit mettre en place des actions nécessaires pour conserver au fil du temps sa capacité et celle de ses réacteurs nucléaires à se conformer aux principales dispositions qui ont prévalu à la conception ou qui ont été réévaluées notamment à l'occasion des réexamens de sûreté.

La prise en compte par EDF du vieillissement des matériels s'appuie sur trois lignes de défense principales :

- 1) Prévenir le vieillissement à la conception : à la conception et lors de la fabrication des composants, le choix des matériaux et les dispositions d'installation doivent être adaptés aux conditions d'exploitation prévues et tenir compte des cinétiques de dégradation connues ou supposées.
- 2) Surveiller et anticiper les phénomènes de vieillissement : au cours de l'exploitation, d'autres phénomènes de dégradation que ceux prévus à la conception peuvent être mis en évidence. Les programmes de surveillance périodique et de maintenance préventive, les examens de conformité ou encore l'examen du retour d'expérience visent à détecter ces phénomènes.
- 3) Réparer, modifier ou remplacer les matériels susceptibles d'être affectés : de telles actions nécessitent d'avoir été anticipées, compte tenu notamment des délais d'approvisionnement des nouveaux composants, du temps de préparation de l'intervention, des risques d'obsolescence de certains composants et de perte de compétences techniques des intervenants.

4.2.4.2. Bilan des contrôles et inspections réalisés au titre du suivi du vieillissement

Dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, EDF s'est attachée à vérifier l'absence de dégradations anormales (telles que corrosion, fatigue vibratoire...) sur des équipements ou parties d'équipements qui ne sont pas couvertes par un programme particulier de maintenance. Ces examens par échantillonnage ont fait appel à des moyens de contrôle conventionnels (contrôles par ultrasons, examens visuels et télévisuels). Des zones des circuits primaire et secondaires, habituellement non contrôlées, ont été inspectées. De même, des réservoirs et des tuyauteries à fort enjeu de sûreté ont fait l'objet d'investigations complémentaires. Les résultats de ces examens n'ont pas mis en évidence de dégradation anormale et significative du matériel.

D'autres systèmes, comme l'enceinte de confinement, les circuits primaire et secondaires, ont fait l'objet d'essais de périodicité décennale dont les critères associés incluent une marge de sûreté importante afin de s'assurer de l'aptitude du matériel à fonctionner pendant la période couvrant deux essais successifs (dix ans), en tenant compte du vieillissement normal des équipements.

Ces vérifications n'ont pas mis en évidence d'anomalie de nature à remettre en cause la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas pour dix années supplémentaires après la deuxième visite décennale.

4.3. RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ

La réévaluation de sûreté vise à apprécier la sûreté de l'installation et à l'améliorer au regard :

- de la réglementation française et de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires ;
- du retour d'expérience d'exploitation de l'installation ;
- du retour d'expérience d'autres installations nucléaires en France et à l'étranger ;
- des enseignements tirés des autres installations ou équipements à risque.

Le deuxième réexamen périodique pour les réacteurs de 900 MWe a été le cadre de revues de conception des systèmes importants pour la sûreté. Ces revues avaient pour but de valider la conception initiale en analysant notamment le retour d'expérience mais également d'améliorer cette conception à la lumière de nouvelles analyses des situations de fonctionnement, des normes de sûreté plus récentes et de l'évolution des connaissances.

Ainsi, la réévaluation de sûreté a été déclinée sur les principaux thèmes suivants :

- l'analyse du fonctionnement des systèmes importants pour la sûreté et leur classement ;
- les études des situations en fonctionnement ;
- la capacité des installations à résister à certaines agressions.

À la suite de l'instruction menée par l'ASN sur les études génériques de conformité et de réévaluation, EDF a transmis une révision de la liste des modifications visant à améliorer le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leur deuxième visite décennale, par les courriers en référence [12] et [13]. Parmi les modifications les plus notables, on peut citer :

- l'amélioration du système (DVS) de ventilation des locaux des moteurs des pompes du système d'aspersion de l'enceinte et d'injection de sécurité (EAS-RIS-BP) ;
- la fiabilisation du système de distribution électrique 380 V d'ultime secours (LLS) et la redondance fonctionnelle du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) ;
- l'alimentation électrique d'une armoire d'une chaîne de mesure de la radioactivité (KRT) permettant de détecter un haut flux neutronique dans le bâtiment réacteur en situation accidentelle ;
- l'amélioration de l'intégrité de la troisième barrière en phase de recirculation par une modification des vannes du système d'injection de sécurité (RIS) ;
- l'isolement de la décharge du système de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sur perte du système de refroidissement intermédiaire (RRI), afin de protéger les pompes RCV et d'éviter une fuite primaire ;

- la réinjection des effluents présents dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) dans le bâtiment réacteur afin de réduire la possibilité de rejets à l'extérieur de l'enceinte de confinement ;
- l'installation de recombineurs catalytiques d'hydrogène dans le BR permettant de recombinaison l'hydrogène présent dans l'enceinte en situation d'accident grave et de réduire les risques d'explosion ;
- la mise en conformité de certains matériels aux exigences de qualifications aux conditions accidentelles ;
- la modification de la sectorisation incendie afin d'empêcher l'indisponibilité de deux files redondantes de matériels de sauvegarde ;
- l'installation de dispositifs pour le réchauffage de certains locaux en cas de grand froid ;
- la mise en place de la démarche « séisme événement » consistant à éviter l'agression de matériels classés de sûreté par des matériels non classés de sûreté ;
- la modification du génie civil et de certains matériels afin de renforcer la tenue au « séisme événement » ;
- la mise en place de batardeaux et la création d'une trémie afin de limiter les risques d'inondation interne du BAN ;
- la remise en conformité des moyens de supportage et de certains éléments de génie civil vis-à-vis de leur résistance au séisme ;
- le déplacement des commandes de vanne du RIS afin de limiter l'exposition du personnel aux rayonnements lors de manœuvres en phase accidentelle ;
- la mise à niveau réglementaire des ponts lourds du bâtiment combustible ;
- la mise en place d'un prélèvement permanent du carbone 14 et du tritium à la cheminée du BAN ;
- la prise en compte des phénomènes de fatigue thermique et vibratoire pouvant conduire à des fissurations de tuyauteries grâce au retour d'expérience issu de l'exploitation et des opérations de maintenance.

Les modifications matérielles prévues par EDF dans le cadre de la réévaluation de sûreté afin d'améliorer le niveau de sûreté du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas ont toutes été mises en œuvre sans écart notable à l'exception d'une modification concernant l'amélioration de la qualité de l'air comprimé couplée à l'ajout d'une alarme en salle de commande qui a été réalisée en 2017 et 2019.

Après examen des études réalisées par EDF et des modifications engagées dans le cadre de la réévaluation de sûreté du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire Cruas, l'ASN considère que le niveau de sûreté de ce réacteur à l'issue de son deuxième réexamen périodique est satisfaisant au regard des objectifs qu'elle avait initialement fixés dans le cadre du réexamen périodique.

5. PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

5.1. ACTIONS DE L'ASN À LA SUITE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI

L'ASN considère qu'il est fondamental de tirer les leçons de l'accident survenu le 11 mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, comme cela a été le cas notamment après les accidents de *Three Mile Island* (1979) et de Tchernobyl (1986). Comme pour ces deux accidents, le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi est un processus long s'étalant sur plusieurs années.

À court terme, l'ASN a organisé, en complément de la démarche de sûreté menée de manière pérenne, des évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires françaises prioritaires vis-à-vis d'événements de même nature que ceux survenus à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

Ces évaluations complémentaires de sûreté s'inscrivaient dans un double cadre : d'une part l'organisation de « tests de résistance » demandée par le Conseil européen lors de sa réunion des 24 et 25 mars 2011, d'autre part, la réalisation d'un audit de la sûreté des installations nucléaires françaises au regard des événements de Fukushima Daiichi qui a fait l'objet d'une saisine de l'ASN par le Premier ministre en application de l'article L. 592-29 du code de l'environnement.

Le 5 mai 2011, l'ASN a ainsi adopté 12 décisions prescrivant aux exploitants d'installations nucléaires situées en France la réalisation d'une évaluation complémentaire de la sûreté de leurs installations au regard de l'accident de Fukushima Daiichi. Conformément à la décision en référence [4], EDF a remis le 15 septembre 2011 ses premières conclusions sur l'évaluation complémentaire de la sûreté de l'ensemble de ses réacteurs nucléaires, dont le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas (rapport en référence [15]).

L'évaluation complémentaire de sûreté consistait en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, à savoir des phénomènes naturels extrêmes (séisme, inondation et leur cumul) mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave. L'évaluation portait d'abord sur les effets de ces phénomènes naturels ; elle s'intéressait ensuite au cas d'une perte d'une ou plusieurs fonctions de sûreté mises en œuvre à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (alimentations électriques et systèmes de refroidissement) quelle que soit la probabilité d'occurrence ou la cause de la perte de ces fonctions ; enfin, elle traitait la gestion des accidents graves pouvant résulter de ces événements.

Trois aspects principaux étaient inclus dans cette évaluation :

- les dispositions prises en compte dans le dimensionnement de l'installation et la conformité de l'installation aux exigences de conception qui lui sont applicables ;
- le comportement de l'installation lors de sollicitations allant au-delà de son dimensionnement ; l'exploitant a identifié à cette occasion les situations conduisant à une brusque dégradation des séquences accidentelles (effets dits « falaise ») et présente les mesures permettant de les éviter ;
- toute possibilité de modification susceptible d'améliorer le niveau de sûreté de l'installation.

Les facteurs sociaux, organisationnels et humains ont également fait l'objet d'une attention particulière à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi.

L'ASN a indiqué en janvier 2012 qu'elle retenait trois priorités dans ce domaine :

- le renouvellement des effectifs et des compétences des exploitants ;
- l'organisation du recours à la sous-traitance ;

- la recherche sur ces thèmes, pour laquelle des programmes doivent être engagés, au niveau national ou européen.

À la suite des évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a mis en place en juin 2012 un groupe de travail pluraliste sur ces sujets, le Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH) qui comprend, outre l'ASN, des représentants institutionnels, des associations de protection de l'environnement, des personnalités choisies en raison de leur compétence scientifique, technique, économique ou sociale, ou en matière d'information et de communication, des responsables d'activités nucléaires, des fédérations professionnelles des métiers du nucléaire et des organisations syndicales de salariés représentatives.

5.2. LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI

5.2.1. Prescriptions de l'ASN prises à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi

Les premières conclusions de l'ASN sur les évaluations complémentaires de sûreté ont été rendues publiques le 3 janvier 2012 dans l'avis en référence [8].

À l'issue des évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, l'ASN considérait que les installations examinées présentaient un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Dans le même temps, l'ASN considérait que la poursuite de leur exploitation nécessitait d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.

L'ASN a notamment imposé aux exploitants :

- un ensemble d'actions correctives ou d'améliorations des exigences de sûreté (notamment la prise en compte de risques d'agression internes et externes de manière étendue, la réduction des risques de découverture du combustible dans les piscines d'entreposage des différentes installations, la mise en place d'instrumentations complémentaires, l'amélioration de la surveillance des sous-traitants), ainsi que des études de modifications et des moyens complémentaires (comme la faisabilité de la mise en place d'un arrêt automatique de la centrale nucléaire en cas de détection d'un séisme¹ ou la faisabilité de dispositifs supplémentaires de protection des eaux souterraines et superficielles en cas d'accident grave) permettant à l'ASN de se positionner sur de futures options de sûreté,
- la mise en place progressive d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de sécuriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes, dépassant les niveaux habituels de dimensionnement,
- la mise en place de la « force d'action rapide nucléaire (FARN) » proposée par EDF, dispositif national d'urgence rassemblant des équipes spécialisées et des équipements permettant d'intervenir en moins de 24 heures sur un site accidenté.

Ainsi, la centrale nucléaire de Cruas a fait l'objet d'un premier lot de prescriptions de l'ASN par sa décision en référence [5].

Ce premier lot de prescriptions a été complété, le 21 janvier 2014, par un second lot de prescriptions fixant des exigences complémentaires pour la mise en place du « noyau dur » susmentionné sur

¹ EDF a estimé que l'arrêt automatique du réacteur sur séisme était favorable et a déclaré une modification matérielle à l'ASN pour le mettre en œuvre. Après instruction, avec l'appui de l'IRSN, l'ASN a donné son accord à la mise en œuvre de cette modification.

l'ensemble des réacteurs nucléaires [6]. Ces prescriptions précisent les objectifs et les éléments constituant ce « noyau dur », qui devra comprendre des dispositions pour :

- prévenir un accident grave affectant le cœur du réacteur ou la piscine d'entreposage du combustible irradié ;
- limiter les conséquences d'un accident qui n'aurait pu être évité, avec pour objectif de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif d'événement. Cet objectif de limitation des conséquences d'un accident s'applique à l'ensemble des phases d'un accident ;
- permettre à l'exploitant d'assurer ses missions de gestion de crise.

Ce « noyau dur » doit être aussi indépendant que possible des dispositifs existants, notamment pour ce qui concerne le contrôle-commande et l'alimentation électrique. Les prescriptions précisent les règles de conception à retenir pour les matériels du « noyau dur » [6]. Ces règles doivent être conformes aux normes de justification sismique les plus exigeantes. Enfin, elles conduisent EDF à retenir des aléas notablement majorés pour les matériels du « noyau dur », en particulier pour le séisme et l'inondation.

Pour prendre en compte les contraintes liées à l'ingénierie de ces grands travaux mais aussi au besoin d'apporter au plus tôt les améliorations post-Fukushima, la mise en place des mesures post-Fukushima est prévue en trois phases :

- phase 1 (2012-2015) : mise en place des dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques, situations à l'origine de l'accident de Fukushima Daiichi. Ces dispositions comprennent par exemple la mise en place de groupes électrogènes de moyenne puissance sur chaque réacteur, le renforcement des moyens locaux de crise (pompes, groupes électrogènes, flexibles...), la mise en place de piquages de raccordement pour les moyens mobiles, le renforcement de la tenue au séisme majoré de sécurité (SMS) et à l'inondation (crue millénaire majorée) des locaux de gestion de crise, ainsi que le déploiement de la « force d'action rapide nucléaire » (FARN), qui permet d'apporter un secours à un site accidenté en fournissant des équipes spécialisées pouvant suppléer celles de la centrale concernée et du matériel mobile assurant des appoints en eau et électricité ;
- phase 2 : mise en place des éléments fondamentaux du noyau dur, notamment un groupe électrogène diesel d'ultime secours de grande capacité nécessitant la construction d'un bâtiment dédié, une source d'eau ultime dédiée et un appoint d'eau ultime, ainsi que pour chaque site la construction d'un centre de crise local capable de résister à des agressions externes extrêmes. La mise en place progressive de ces dispositions a débuté en 2015 ;
- phase 3 (à partir de 2019) : cette phase vient compléter la première pour améliorer le taux de couverture des scénarii d'accidents potentiels pris en compte. Ces moyens comprennent la finalisation des raccordements de l'appoint ultime au réacteur, la mise en place d'un système de contrôle commande ultime et de l'instrumentation définitive du noyau dur, la mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte permettant d'éviter l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement, la mise en place d'une solution de noyage du puits de cuve pour prévenir la traversée du radier par le corium. Ces moyens ont été définis par EDF également dans l'optique de la poursuite du fonctionnement des réacteurs puisqu'ils correspondent aux objectifs fixés par l'ASN dans ce cadre. EDF prévoit donc leur mise en place dans le cadre des prochains réexamens de sûreté.

EDF a respecté l'ensemble des échéances et a mis en place les modifications requises par la décision en référence [5] à échéance au plus tard le 31 décembre 2015, en particulier vis-à-vis des risques sismique et d'inondation, de la limitation des rejets en cas d'accident, du maintien de l'inventaire en eau des piscines en situations d'agressions externes, de l'amélioration de l'instrumentation et du déploiement de la

FARN. Le diesel d'ultime secours du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas a été mis en service en 2019.

Conformément aux préconisations de l'ENSREG et du Conseil européen, l'ASN a élaboré un plan d'actions national pour s'assurer que les évaluations complémentaires de sûreté seraient suivies de mesures d'amélioration de la sûreté, à l'échelle nationale, et que celles-ci seraient mises en œuvre de manière cohérente. Ce plan d'actions, mis à jour en 2014 et 2017, est disponible sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

5.2.2. Inspections de l'ASN

En complément des évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a engagé en 2011 une campagne d'inspections ciblées sur des thèmes en lien direct avec l'accident de Fukushima Daiichi. Ces inspections menées sur l'ensemble des installations nucléaires jugées prioritaires visaient à contrôler sur le terrain la conformité des matériels et de l'organisation de l'exploitant au regard du référentiel de sûreté existant.

Ainsi, une inspection ciblée s'est déroulée sur la centrale nucléaire de Cruas les 19, 20 et 21 octobre 2011. Elle a fait l'objet de cinquante-neuf demandes d'actions correctives et de neuf demandes de compléments d'information dans la lettre de suite en référence [10].

L'ASN a mené le 18 avril 2012 une inspection de récolement destinée à vérifier que les actions correctives définies par EDF en réponse aux demandes formulées par l'ASN à la suite de l'inspection ciblée d'octobre 2011 avaient effectivement été mises en œuvre. Cette inspection de récolement n'a révélé aucun écart par rapport aux engagements pris par l'exploitant [11].

6. CONCLUSION SUR LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT

Dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, EDF a :

- procédé à un contrôle de la conformité, en examinant en profondeur la situation de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables ;
- amélioré le niveau de sûreté de l'installation en tenant compte notamment de son état, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation et de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.

EDF a procédé à ce réexamen en deux temps, en réalisant une première phase générique applicable à tous les réacteurs de 900 MWe et une seconde spécifique au réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas.

À la suite de l'instruction de la phase générique du réexamen périodique, l'ASN n'a pas identifié d'éléments mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à leur troisième réexamen périodique.

L'ASN a également examiné le rapport de conclusions du deuxième réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas et n'a pas relevé d'élément qui serait de nature à modifier les conclusions des études génériques et les dispositions retenues qui en découlent. L'ASN note par ailleurs que les modifications définies lors de la phase générique du deuxième réexamen périodique et destinées à augmenter le niveau de sûreté du réacteur ont été mises en œuvre.

Au regard du bilan du deuxième réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite du fonctionnement de ce réacteur au-delà de son deuxième réexamen.

Les présentes conclusions tiennent compte des enseignements tirés en France du retour d'expérience de l'accident de Fukushima Daiichi, et notamment des décisions de l'ASN en références [5] et [6] faisant suite à l'avis de l'ASN sur les évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en référence [8].

Le dépôt du rapport du prochain réexamen périodique du réacteur n° 2 devra intervenir avant le 15 octobre 2020.

L'ASN continuera par ailleurs d'exercer un contrôle régulier de l'exploitation de la centrale nucléaire de Cruas. Conformément à l'article L. 593-22 du code de l'environnement, en cas de risques graves et imminent, l'ASN peut suspendre, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de ce réacteur.

SIGLES, ABRÉVIATIONS ET DÉNOMINATIONS

ASN	Autorité de sûreté nucléaire
EDF	Électricité de France
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group (Groupement européen des autorités de sûreté nucléaire)
FARN	Force d'action rapide nucléaire
INB	Installation nucléaire de base
INES	International nuclear event scale (échelle internationale de gravité des incidents ou accidents nucléaires)
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
MOX	Combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium
MWe	Mégawatt électrique (unité de puissance électrique)
REP	Réacteur à eau sous pression