



RAPPORT A L'ATTENTION DE

*MONSIEUR LE MINISTRE D'ETAT,
MINISTRE DE LA TRANSITION ECOLOGIQUE ET SOLIDAIRE*

*POURSUITE DE FONCTIONNEMENT DU REACTEUR N° 1
DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE CIVAUX
APRES SON PREMIER REEXAMEN PERIODIQUE*

*CODEP-DCN-2018-054423
6 NOVEMBRE 2018*

SOMMAIRE

1.	REFERENCES	4
2.	CADRE RÉGLEMENTAIRE	6
3.	PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION	6
3.1.	PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS	6
3.2.	PARTICULARITÉS DU CNPE DE CIVAUX PAR RAPPORT AU RESTE DU PARC	7
3.2.1.	<i>PARTICULARITES LIEES A LA SITUATION GEOGRAPHIQUE DE LA CENTRALE NUCLEAIRE.....</i>	<i>7</i>
3.2.2.	<i>PARTICULARITES TECHNIQUES DE LA CENTRALE NUCLEAIRE</i>	<i>8</i>
3.3.	EXPLOITATION DU RÉACTEUR	8
3.4.	GESTION DU COMBUSTIBLE	9
3.5.	EXPLOITATION DE LA CUVE ET DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL.....	9
3.6.	EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX.....	10
3.7.	EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT	10
3.8.	ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS	11
3.9.	RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION.....	12
3.9.1.	<i>SPECIFICATIONS TECHNIQUES D'EXPLOITATION ET REGLES D'ESSAIS PERIODIQUES.....</i>	<i>12</i>
3.9.2.	<i>PROCEDURES DE CONDUITE EN SITUATION INCIDENTELLE ET ACCIDENTELLE</i>	<i>13</i>
3.10.	HISTORIQUE DES MODIFICATIONS APPORTÉES AU RÉACTEUR	13
3.11.	APPRÉCIATION GÉNÉRALE DE L'ASN SUR L'EXPLOITATION EN 2016	14
4.	RÉEXAMEN PÉRIODIQUE ASSOCIÉ À LA PREMIERE VISITE DÉCENNALE	15
4.1.	DÉMARCHE ADOPTÉE	15
4.2.	EXAMEN DE CONFORMITÉ	16
4.3.	RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ.....	16
5.	CONTRÔLES RÉALISÉS EN VISITE DÉCENNALE	18
5.1.	PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS	18
5.1.1.	<i>CHAUDIERE NUCLEAIRE</i>	<i>18</i>
5.1.2.	<i>ÉPREUVE DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT.....</i>	<i>18</i>
5.1.3.	<i>CONTROLES ET OPERATIONS DE MAINTENANCE DES AUTRES EQUIPEMENTS.....</i>	<i>19</i>
5.1.4.	<i>ESSAIS DECENNAUX</i>	<i>19</i>
5.2.	MISE EN ŒUVRE DES MODIFICATIONS PRÉVUES AU TITRE DE LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ.....	19
5.3.	ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS	20
5.4.	CONTRÔLE EXERCÉ PAR L'ASN.....	20
6.	PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNEES A VENIR.....	20
6.1.	PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA-DAIICHI	20
6.1.1.	<i>ACTIONS DE L'ASN À LA SUITE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI.....</i>	<i>20</i>
6.1.2.	<i>LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI.....</i>	<i>21</i>
6.2.	POLITIQUE DE MAINTENANCE	24

6.3.	GESTION DES COMPETENCES	24
7.	CONCLUSION SUR LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT	25

1. REFERENCES

- [1] Décret du 6 décembre 1993 modifié autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Civaux dans le département de la Vienne
- [2] Décret n° 99-502 du 11 juin 1999 modifiant les décrets du 9 octobre 1984 et n° 86-243 du 18 février 1986 autorisant la création par Électricité de France des tranches B 1 et B 2 de la centrale nucléaire de Chooz dans le département des Ardennes et modifiant le décret du 6 décembre 1993 autorisant la création par Électricité de France des tranches 1 et 2 de la centrale nucléaire de Civaux dans le département de la Vienne
- [3] Arrêté du 26 février 1974 relatif à la construction du circuit primaire principal des chaudières nucléaires à eau
- [4] 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
- [5] Décision n° 2007-DC-0066 du 19 juillet 2007 de l'Autorité de sûreté nucléaire relative à la mise en œuvre de la gestion du combustible dite « ALCADE » dans les réacteurs des centrales nucléaires de Chooz B et Civaux
- [6] Décision n° 2009-DC-0138 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 2 juin 2009 modifiée fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvements et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n° 158 et n° 159 exploitées par Électricité de France (EDF-SA) sur la commune de Civaux (département de la Vienne)
- [7] Décision n° 2009-DC-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 2 juin 2009 modifiée fixant les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n° 158 et n° 159 exploitées par Électricité de France (EDF-SA) sur la commune de Civaux (département de la Vienne)
- [8] Décision n° 2011-DC-0213 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à Électricité de France (EDF) 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
- [9] Décision n° 2012-DC-0280 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 Civaux (Vienne) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 158 et 159
- [10] Décision n° 2014-DC-0400 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 Civaux (Vienne) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0280 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire
- [11] Décision n° 2018-DC-0653 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 6 novembre 2018 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions complémentaires applicables à la centrale nucléaire de Civaux au vu des conclusions du premier réexamen périodique du réacteur n° 1 (INB n° 158)
- [12] Règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 1.3.b du 8 juin 1984 relative à l'instrumentation sismique
- [13] Règle fondamentale de sûreté (RFS) 2001-01 du 31 mai 2001 relative à la détermination du risque sismique pour la sûreté des installations nucléaires de base de surface.
- [14] Avis n° 2012-AV-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

- [15] Courrier ASN Dép-DCN-0376-2008 du 11 septembre 2008 : Réacteurs à eau sous pression – Contour du réexamen de sûreté des réacteurs du palier N4 à l'occasion de leurs premières visites décennales
- [16] Courrier ASN CODEP-BDX-2011-063996 du 21 novembre 2011 : Procès-verbal de requalification du circuit primaire principal du réacteur n° 1 du CNPE de Civaux
- [17] Courrier ASN CODEP-BDX-2011-066871 du 23 décembre 2011 : Inspection n° INSSN-BDX-2011-0186 entre le 29/09/2011 et le 25/10/2011 – Inspections de chantiers dans le cadre de la visite décennale du réacteur n° 1 – CNPE de Civaux
- [18] Courrier ASN CODEP-BDX-2011-049254 du 13 septembre 2011 : Inspection n° INSSN-BDX-2011-0839 du 23 au 25 août 2011 – Retour d'expérience Fukushima
- [19] Courrier ASN CODEP-DCN-2012-024803 du 25 juillet 2012 : Réacteurs électronucléaires EDF – Palier N4 – Poursuite d'exploitation des réacteurs de 1450 MWe à l'issue des premières visites décennales
- [20] Courrier ASN CODEP-BDX-2012-059602 du 12 novembre 2012 : Inspection n° INSSN-BDX-2012-0771 du 30 octobre 2012 – Suivi des engagements (Fukushima)
- [21] Courrier ASN CODEP-BDX-2012-059605 du 12 novembre 2012 : Inspection n° INSSN-BDX-2012-0122 du 29 octobre 2012 – Retour d'expérience Fukushima – Inondation
- [22] Courrier ASN CODEP-BDX-2013-053354 du 30 septembre 2013 : Inspection n° INSSN-BDX-2013-0886 du 16 septembre 2013 – Séisme
- [23] Courrier ASN CODEP-DCN-2014-014235 du 4 juin 2014 : Réacteurs électronucléaires – EDF – Confinement du bâtiment réacteur et des bâtiments périphériques
- [24] Courrier EDF D5057/GPI/11-1135 du 8 septembre 2011 : Transmission du rapport d'évaluation complémentaire de sûreté du CNPE de Civaux
- [25] Note EDF D5057/CRSUR122 indice 0 du 31 mai 2012 : Compte rendu - Rapport de Conclusion de réexamen de sûreté du réacteur de Civaux 1 associé à la première visite décennale (transmis par courrier D5057/SQPR/12/0803 du 29 mai 2012)
- [26] Note EDF D5057/NEGPI75 indice 0 du 24 mai 2012 : Note d'étude – Bilan ECOT VD1 Civaux 1

2. CADRE RÉGLEMENTAIRE

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) exerce le contrôle de l'ensemble des installations nucléaires civiles françaises. Ainsi, l'ASN effectue tous les ans entre 15 et 20 inspections sur la centrale nucléaire de Civaux. En outre, les écarts déclarés par l'exploitant sont analysés par l'ASN, ainsi que les actions prises pour les corriger et éviter qu'ils ne puissent se reproduire. Enfin, l'ASN assure le contrôle de tous les arrêts de réacteur effectués pour le rechargement en combustible et pour la maintenance programmée.

En complément de ce contrôle régulier, l'exploitant est tenu de réexaminer tous les dix ans la sûreté de son installation, conformément aux dispositions de l'article L. 593-18 du Code de l'environnement.

Du 13 août 2011 au 6 décembre 2011, l'exploitant a réalisé la première visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux après dix ans d'exploitation. EDF a procédé à cette occasion au réexamen périodique de cette installation.

Ce réexamen périodique avait pour but, 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 comparant notamment les exigences applicables à celles en vigueur pour des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et en prenant en compte l'évolution des connaissances ainsi que le retour d'expérience national et international.

Conformément à l'article L. 593-19 du Code de l'environnement, EDF a adressé à l'ASN le 29 mai 2012 le rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux après dix années d'exploitation (référence [25]).

Le présent rapport constitue l'analyse par l'ASN du rapport de réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement.

Ce processus de réexamen périodique est dissocié des évaluations complémentaires de sûreté prescrites par décision en référence [8] à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Les évaluations complémentaires de sûreté des 58 réacteurs exploités par EDF ont été remises le 15 septembre 2011. Elles ont été analysées par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et l'ASN qui a remis son avis sur ces évaluations le 3 janvier 2012 (référence [14]). Cette analyse a conduit l'ASN à émettre des prescriptions complémentaires pour l'ensemble des dix-neuf centrales nucléaires, par décisions en références [9] et [10] pour la centrale nucléaire de Civaux (cf. paragraphe 6.1).

3. PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION

Le présent paragraphe fournit un panorama de l'historique d'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux au moment où celui-ci a réalisé sa première visite décennale.

3.1. PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS

Le centre nucléaire de production d'électricité (CNPE) de Civaux, d'une superficie d'environ 226 hectares, est situé sur le territoire de la commune de Civaux (canton de Lussac-les-Châteaux, département de la Vienne), sur la rive gauche de la Vienne. Les agglomérations les plus importantes situées à proximité sont Poitiers (à 32 km au nord-ouest), Montmorillon (à 19 km à l'est) et Chauvigny (à 16 km au nord).

La création des réacteurs n° 1 et 2 de la centrale nucléaire de Civaux a été autorisée par le décret en référence [1] modifié par le décret en référence [2]. Le réacteur n° 1 constitue l'installation nucléaire de base (INB) n° 158, et le réacteur n° 2, l'INB n° 159. Ces deux réacteurs, d'une puissance de 1450 MWe, font partie de la dernière génération (palier N4) de réacteurs à eau sous pression (REP) construits en France avant l'EPR. Ils sont refroidis en circuit fermé par une tour aéroréfrigérante. Le réacteur n° 1 a été mis en service en 1997 et le réacteur n° 2, en 1999.



Photographie du site de Civaux

Les rejets ainsi que les prélèvements et la consommation d'eau de la centrale nucléaire de Civaux sont encadrés par les décisions en références [6] et [7].

3.2. PARTICULARITÉS DU CNPE DE CIVAUX PAR RAPPORT AU RESTE DU PARC

Avec 34 réacteurs du palier 900 MWe, 20 réacteurs du palier 1300 MWe et 4 réacteurs du palier 1 450 MWe, le parc électronucléaire d'EDF est standardisé. Ainsi, de nombreuses similitudes existent entre les centrales nucléaires d'un même palier, voire de deux paliers différents. Il n'en reste pas moins que chaque centrale nucléaire, voire chaque réacteur, possède, en raison de son implantation géographique, de choix d'ingénierie particuliers, d'opportunités diverses, de gestion d'aléas d'exploitation ou de justifications historiques, des particularités qui lui sont propres. Les particularités les plus notables pour la centrale nucléaire de Civaux par rapport au reste du parc sont détaillées dans les paragraphes ci-dessous.

3.2.1. PARTICULARITES LIEES A LA SITUATION GEOGRAPHIQUE DE LA CENTRALE NUCLEAIRE

Concernant la situation de la centrale nucléaire vis-à-vis du risque de séisme

Le CNPE est implanté sur un seul niveau de plate-forme, calé à 76,70 m NGF N¹.

Le site est classé « homogène » au regard des dispositions de la règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.3.b relative à l'instrumentation sismique des réacteurs à eau sous pression en référence [12], en raison d'une stratigraphie tabulaire, des tassements similaires sur l'ensemble du site et d'une topographie exempte d'accident majeur.

La centrale nucléaire de Civaux a été dimensionnée sur la base d'un spectre de dimensionnement (SDD) établi à partir du *regulatory guide* 1.60 de la NRC (spectre NRC normé à 0,15 g).

¹ NGF N : Nivellement Général de la France Normal

Lors du réexamen périodique, la prise en compte de la nouvelle règle fondamentale de sûreté (RFS) 2001-01 en référence [13] a conduit EDF à réévaluer le niveau de séisme à prendre en compte pour le dimensionnement des ouvrages de génie civil et des équipements. Le niveau de séisme retenu pour le site de Civaux, appelé Séisme majoré de sécurité (SMS), est un séisme d'intensité VIII sur l'échelle MSK (équivalent à un séisme de 5,6 sur l'échelle de Richter pour le cas présent). L'accélération maximale au sol du SMS est de 0,19 g à période nulle. À l'issue de cette réévaluation, il ressort que le spectre associé au SMS établi selon la RFS 2001-01 présente un dépassement du spectre SDD pour des fréquences supérieures à 5,5 Hz. Des analyses de vérification ont donc été réalisées afin de justifier la tenue des ouvrages de génie civil et des équipements à ce niveau de séisme. Des renforcements sismiques ont ainsi été réalisés lors de la première visite décennale de Civaux et lors de l'arrêt pour rechargement et maintenance en 2014.

Concernant la situation de la centrale nucléaire vis-à-vis du risque d'inondation externe

L'inondation partielle de la centrale du Blayais en décembre 1999 a conduit EDF, sous le contrôle de l'ASN, à réévaluer la sûreté des centrales face au risque d'inondation, dans des conditions plus sévères que celles considérées auparavant (prise en compte de huit aléas complémentaires et de la conjonction de certains d'entre eux). Le niveau maximal de la Vienne pour lequel la centrale doit être dimensionnée, appelé Cote majorée de sécurité (CMS), a été réévalué de 74,90 m NGF N à 75,80 m NGF N, ce qui correspond à une augmentation de 90 cm.

Les dispositions matérielles du site de Civaux (calage de la plate-forme à 76,70 m NGF N, calfeutrement de l'ensemble des voies d'eau potentielles en cas d'inondation, etc.) tiennent compte de ces nouvelles évaluations.

Concernant la situation de la centrale vis-à-vis des risques dus à l'environnement industriel et aux voies de communication

La centrale de Civaux n'est située à proximité d'aucune installation industrielle ou infrastructure (canal de transport, ouvrage de stockage d'eau, etc.) susceptible d'induire un risque pour celle-ci.

3.2.2. PARTICULARITES TECHNIQUES DE LA CENTRALE NUCLEAIRE

Les réacteurs du palier N4 intègrent de nombreuses innovations tirées du retour d'expérience du fonctionnement des 54 autres réacteurs français et du retour d'expérience international, les principales étant :

- un système de contrôle-commande entièrement informatisé ;
- une turbine plus légère, plus compacte et pourtant plus puissante que les précédentes ;
- un circuit primaire intégrant certaines évolutions qui permettent d'augmenter la puissance fournie.

La centrale de Civaux ne présente pas de spécificité technique par rapport aux autres réacteurs du palier N4.

3.3. EXPLOITATION DU RÉACTEUR

Les principales étapes de fonctionnement du réacteur n° 1 sont résumées dans le tableau ci-dessous :

Étapes	Dates
Décret de création	6 décembre 1993
Date de 1 ^{re} divergence	29 novembre 1997
Date du 1 ^{er} couplage au réseau	24 décembre 1997
Visite complète initiale de la cuve	20 juin 1996
Première requalification complète	3 mai 2001
Visite décennale n° 1	13 août 2011 au 6 décembre 2011

3.4. GESTION DU COMBUSTIBLE

Le mode de gestion du combustible du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux a évolué au cours des dix premières années d'exploitation. Les principales étapes de cette évolution sont décrites ci-après :

- le réacteur a d'abord été exploité en mode de gestion dit « U02 1/4 de cœur - 3,4 % » caractérisé par une gestion par quart de cœur, c'est-à-dire qu'un quart du combustible est remplacé à chaque arrêt pour rechargement, et un enrichissement massique maximal du combustible en Uranium 235 (U235) de 3,4 % ;
- le réacteur est ensuite passé en gestion dite « Alcade », caractérisée par une gestion en 1/3 de cœur, c'est-à-dire que 1/3 de cœur est remplacé à chaque arrêt pour rechargement, un enrichissement maximal du combustible en Uranium 235 (U235) de 4 % et par l'utilisation d'un nouvel alliage des crayons de combustibles baptisé « M5TM ». Cette gestion a été autorisée par la décision de l'ASN en référence [5] et a été mise en œuvre pour la première fois sur le réacteur n° 1 de Civaux en 2008. Actuellement tous les réacteurs du palier N4 utilisent cette gestion du combustible.

L'opération de remplacement et de rechargement en combustible est réalisée tous les dix-sept mois environ, durée du « cycle du fonctionnement ».

Le réacteur n° 1 de Civaux n'est pas autorisé à utiliser du combustible MOX, constitué d'un mélange d'oxyde d'uranium et de plutonium issu du retraitement.

3.5. EXPLOITATION DE LA CUVE ET DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL

Épreuve hydraulique

Comme l'ensemble des équipements sous pression du circuit primaire principal (CPP), 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, puis une épreuve tous les dix ans (références [3] et [4]). Avant la réalisation de la première visite décennale, la cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux a par conséquent fait l'objet de deux épreuves hydrauliques en 1996 (visite complète initiale) et 2001 (première requalification complète effectuée au plus tard 30 mois après le premier chargement en combustible). La dernière épreuve hydraulique de la cuve du réacteur n° 1 a été réalisée le 27 septembre 2011 sous une pression de 207 bars, au cours de la première visite décennale du réacteur (cf. paragraphe 5.1.1).

Couvercle de cuve

Les adaptateurs de couvercle de cuve des réacteurs de 900 et 1300 MWe étaient en alliage de type Inconel 600 et ont été remplacés par des couvercles équipés de traversées en alliage de type Inconel 690 moins sensible à la corrosion sous contrainte.

Les réacteurs de 1450 MWe ont profité du retour d'expérience des réacteurs des paliers précédents puisqu'ils ont été mis en service avec des adaptateurs de couvercle de cuve en alliage de type Inconel 690.

Générateurs de vapeur

Les générateurs de vapeur sont des échangeurs qui contiennent des milliers de tubes (5599 tubes par générateur de vapeur), dans lesquels circule l'eau du circuit primaire.

Les tubes des générateurs de vapeurs de Civaux sont en Inconel 690. Comme mentionné précédemment, cet alliage est moins sensible au phénomène de corrosion que les alliages de type 600. Civaux a ainsi profité, lors de sa construction, du retour d'expérience du parc électronucléaire.

Les générateurs de vapeur du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux peuvent être concernés par un phénomène de colmatage, ce dernier pouvant perturber l'écoulement de l'eau. Afin de se prémunir contre cette situation, l'exploitant procède régulièrement à des opérations dites de lancement de la partie secondaire des générateurs de vapeur. Le dernier lancement a été effectué lors de l'arrêt pour rechargement et maintenance du réacteur n° 1 en 2014.

Les quatre générateurs de vapeur du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire Civaux présentent, en mai 2017, les taux de bouchage des tubes des générateurs de vapeur (BTGV) suivants :

Générateur de vapeur	Nombre total de tubes	Nombre de tubes bouchés	Proportion (en %)
1	5599	9	0,16 %
2	5599	14	0,25 %
3	5599	2	0,04 %
4	5599	6	0,10 %

Conformément au rapport de sûreté, la valeur maximale de BTGV est de 15 % et l'écart maximal de BTGV entre boucles doit être limité à 6 %. Les taux de bouchage des tubes des GV du réacteur n° 1 de Civaux sont donc acceptables.

Autres éléments constitutifs du circuit primaire principal

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

Conformément aux exigences réglementaires applicables, EDF assure un suivi des transitoires subis par la chaudière nucléaire. Au démarrage du réacteur, EDF a justifié la tenue mécanique du circuit primaire pour une durée de quarante ans d'exploitation sur la base d'un nombre alloués défini de transitoires. Au vu du bilan de consommation, aucun dépassement n'est prévisible pour l'ensemble des situations pour les dix prochaines années d'exploitation.

3.6. EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX

Les quatre circuits secondaires principaux (CSP) ont subi, chacun, plusieurs épreuves hydrauliques décennales. Les premières épreuves décennales de ces circuits ont été réalisées en 1996 et 2005. La dernière épreuve hydraulique de requalification du CSP a été réalisée les 23 et 28 août 2014.

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.

3.7. EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT

L'enceinte de confinement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux est constituée d'une double enceinte, l'enceinte interne étant en béton armé précontraint entourée d'une enceinte externe en béton armé. L'espace entre enceintes est maintenu en dépression par un système de ventilation permettant de recueillir d'éventuelles fuites de l'enceinte interne.

L'enceinte interne est conçue pour supporter, sans perte d'intégrité, les sollicitations (montée en pression) résultant de la rupture circonferentielle complète et soudaine d'une tuyauterie du circuit primaire principal ou d'une tuyauterie vapeur du circuit secondaire principal avec séparation totale des extrémités. La résistance aux agressions extérieures est, quant à elle, principalement assurée par l'enceinte externe.

Cette enceinte interne a fait l'objet de plusieurs épreuves et tests d'étanchéité des traversées enceinte lors des visites périodiques pour mesurer l'étanchéité globale de l'enceinte de confinement ainsi que son comportement mécanique. Avant la réalisation de la première visite décennale en 2011, cette enceinte a fait l'objet d'une épreuve en 2001. Les mesures du taux de fuite réalisées en 2011 n'ont pas révélé d'anomalies particulières vis-à-vis des exigences de sûreté (cf. paragraphe 5.1.2 ci-dessous).

Les enceintes de confinement des réacteurs sont soumises à divers phénomènes de vieillissement qui sont susceptibles d'affecter notamment les armatures de ferrailage, les câbles de précontrainte ou le béton. En particulier, l'alcali-réaction du béton (RAG)² ainsi que la réaction sulfatique interne au béton (RSI)³ peuvent induire des gonflements internes du béton susceptibles d'altérer à terme les propriétés mécaniques et l'étanchéité des enceintes. D'une manière générale, les cinétiques de ces réactions de gonflement sont lentes et les signes de pathologie peuvent n'apparaître que plusieurs années (voire des dizaines d'années) après la construction.

Les principaux constats sur les enceintes interne et externe du réacteur n° 1 de Civaux sont les suivants :

- Des difficultés pour maintenir la dépression dans l'espace entre enceintes du réacteur n° 1 de Civaux entre 2003 et 2005 ont conduit EDF à réaliser des injections de résine sur des fissures de la paroi externe entre 2005 et 2007. Les essais d'étanchéité réalisés après ces réparations ne montrent pas d'anomalie particulière vis-à-vis des exigences de sûreté.
- Le phénomène de RAG est avéré pour l'enceinte interne du réacteur n° 1 de Civaux qui présente des exsudats et éclatements, sans que ces derniers ne remettent en cause la pérennité de l'ouvrage. Bien que ce phénomène soit avéré, ni les inspections visuelles, ni les auscultations de l'enceinte ne montrent actuellement de signe de gonflement. Le réacteur n° 1 de Civaux n'est pas concerné par la RSI.

S'il n'existe pas de solution curative simple pour stopper une réaction de gonflement interne du béton, il est possible de ralentir ces phénomènes de gonflement en limitant les apports d'eau sur les ouvrages concernés par les pathologies de RAG ou de RSI. L'ASN a donc demandé à EDF, par courrier en référence [23], d'analyser le risque d'apport d'eau extérieur (niveau et remontées capillaires de la nappe phréatique, infiltrations des eaux pluviales, etc.) du réacteur n° 1 de Civaux et de transmettre ces résultats un an avant leur deuxième visite décennale.

Ces phénomènes de corrosion des armatures de ferrailage des enceintes et de pathologies du béton sont régulièrement suivis par EDF dans le cadre de la maintenance. L'ASN considère que les démarches mises en œuvre par EDF pour assurer le suivi de ces phénomènes sont satisfaisantes (référence [23]).

3.8. ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS

Au cours des dix premières années d'exploitation, des écarts aux règles d'exploitation et aux référentiels de sûreté ont été détectés sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux. Ces écarts ont été décelés grâce aux actions mises en œuvre par EDF et à des vérifications systématiques demandées par l'ASN.

Depuis 1991, les événements significatifs déclarés par EDF sont classés sur l'échelle internationale INES graduée de 0 à 7. Les avis d'incidents classés aux niveaux 1 et plus de l'échelle INES sont consultables sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

² RAG : réaction entre les granulats du béton et les alcalins de la pâte de ciment qui peuvent provoquer des gonflements du béton par formation de gels silico-alcalins et induire une micro-fissuration du béton, un faïençage et des cônes d'éclatement altérant les propriétés mécaniques de la structure.

³ RSI : formation différée de cristaux d'ettringite au cœur du béton qui peut provoquer un gonflement du béton et induire des fissures apparentes à la surface de l'ouvrage.

Le 12 mai 1998, le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux a fait l'objet d'un incident classé au niveau 2. Alors que le réacteur était en arrêt normal, refroidi par les deux files du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA), dans le cadre des essais de mise en service, une évolution anormale du taux de fuite primaire a été constatée. Les investigations menées ont mis en évidence une fissure de 180 mm sur une soudure d'un coude d'une des deux files du RRA. L'expertise a conclu que ces fissures sont caractéristiques d'un phénomène de fatigue thermique, causé par une conception du circuit RRA des réacteurs du palier N4 différente de celle des autres paliers (le tracé des tuyauteries modifiant les conditions de mélange entre fluides chaud et froid) et un fonctionnement de longue durée avec le RRA connecté. Cet incident a conduit à réaliser des examens l'ensemble des zones de mélange des circuits RRA des autres réacteurs de 1450 MWe (Civaux 2, Chooz B1 et B2) puis sur l'ensemble des réacteurs. Les contrôles réalisés ont révélé que l'anomalie était générique, ce qui a conduit EDF, à la demande de l'ASN, à :

- remplacer, en trois ans, les zones concernées des circuits RRA de tous les réacteurs électronucléaires d'EDF ;
- mettre en place une politique de contrôle des tronçons RRA remplacés avec une périodicité de 450 heures de fonctionnement à fort écart de température ;
- définir des durées limites de fonctionnement à fort écart de température pour toutes les zones sensibles des circuits de refroidissement.

Conformément aux modalités de déclaration des événements significatifs, EDF a informé l'ASN de leur détection et procédé pour chacun d'entre eux à une analyse des causes. Au travers des rapports d'analyse transmis à l'ASN, EDF a également défini les actions pour corriger la situation et éviter le renouvellement des événements déclarés, dont il est rendu compte dans les rapports d'analyse transmis à l'ASN.

L'ASN considère que les événements s'étant produits sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux ont fait l'objet d'un traitement adapté et ne remettent pas en cause l'aptitude à la poursuite de fonctionnement de ce réacteur.

3.9. RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION

Les règles générales d'exploitation (RGE) 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 de matériels participant à une fonction de sûreté ;
- les règles des essais périodiques destinés à vérifier le bon fonctionnement des matériels importants pour la sûreté 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.

3.9.1. SPECIFICATIONS TECHNIQUES D'EXPLOITATION ET REGLES D'ESSAIS PERIODIQUES

Au cours des dix premières années d'exploitation, le référentiel du site s'est enrichi au fur et à mesure des modifications matérielles. Les principales modifications ont notamment concerné :

- l'intégration d'un dossier d'amendement relatif au changement de gestion combustible (passage à la gestion « Alcade ») ;
- l'intégration d'un dossier d'amendement relatif aux conditions d'ouverture du tampon d'accès matériel (TAM).

3.9.2. PROCEDURES 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 dite « par état » consistant à élaborer des stratégies de conduite en fonction de l'état physique identifié de l'installation, 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 sur le parc nucléaire exploité par EDF, le réacteur n° 1 de Civaux a utilisé cette approche dès sa mise en service.

3.10. HISTORIQUE DES MODIFICATIONS APPORTÉES AU RÉACTEUR

À la suite d'études menées par les services d'ingénierie d'EDF en vue d'améliorer la sûreté du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, des modifications ont été mises en œuvre sur l'installation. Les modifications les plus récentes ont été réalisées au cours de la première visite décennale mais d'autres modifications ont également été apportées en amont.

L'exploitant a apporté un certain nombre de modifications au réacteur n° 1 de Civaux au titre du lot de modifications EFP (État Fin de Palier), en amont de la première visite décennale. Ces modifications ont permis d'intégrer le retour d'expérience de l'exploitation du parc EDF et notamment le retour d'expérience accumulé depuis les réexamens périodiques associés aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe et aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe. Ce lot comprend notamment les modifications suivantes qui ont un impact sur la sûreté des installations :

- renforcement des piquages sensibles à la fatigue vibratoire des circuits importants pour la sûreté ;
- fiabilisation des groupes électrogènes de secours par l'inhibition des protections non prioritaires et l'amélioration de leur protection contre les « grands froids » ;
- amélioration de l'étanchéité du tampon d'accès matériel (TAM) de l'enceinte de confinement du réacteur afin de limiter les fuites radioactives en situations normales ou incidentelles ;
- amélioration de la disponibilité et fiabilisation du refroidissement de la piscine de désactivation et mise en place de détection supplémentaire des niveaux d'eau bas et très bas ;
- mise en place d'une mesure de pression de l'enceinte de confinement du réacteur permettant de mieux maîtriser la décompression de l'enceinte en cas d'accident grave ;
- mise en place de recombineurs d'hydrogène afin de prévenir le risque d'explosion dans l'enceinte de confinement du réacteur en cas d'accident grave.

En dehors du lot de modifications EFP, d'autres modifications, ayant un effet positif sur la sûreté, ont également été mises en œuvre avant la première visite décennale :

- mise en place d'un revêtement composite sur une partie de la paroi interne de l'enceinte de confinement afin d'améliorer son étanchéité ;
- doublement des dispositifs de mesure de la dépression de l'espace entre enceintes de l'enceinte de confinement ;
- modification des filtres des puisards servant à la recirculation de l'eau de refroidissement en situation accidentelle afin d'éviter leur colmatage ;
- modification du réseau de détection d'incendie du bâtiment réacteur ;
- amélioration de la protection incendie par arrosage dans les locaux à fort potentiel calorifique (bâtiment électrique et locaux des groupes électrogènes).

3.11. APPRÉCIATION GÉNÉRALE DE L'ASN SUR L'EXPLOITATION EN 2016

Appréciation de l'ASN sur l'exploitation du réacteur n° 1 de Civaux

Dans son « *Rapport annuel sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2016* », l'ASN considère que les performances en matière de sûreté nucléaire et de protection de l'environnement du site de Civaux rejoignent globalement l'appréciation générale que l'ASN porte sur EDF et que les performances en matière de radioprotection se distinguent de manière positive par rapport à l'appréciation générale que l'ASN porte sur EDF.

Dans le domaine de la sûreté, l'ASN a noté que l'arrêt programmé pour simple rechargement s'est globalement bien déroulé. Il a notamment été marqué par le remplacement des parties hydrauliques des groupes motopompes primaires et la réalisation de contrôles sur les fonds primaires des générateurs de vapeur. Le réacteur 1 est en effet concerné par des taux de carbone élevés dans les fonds de générateurs de vapeur produits par Japan Casting & Forge Corporation (voir le paragraphe « *Ségrégation du carbone des fonds primaires des générateurs de vapeur* » ci-dessous). L'ASN note des progrès dans la qualité des activités de maintenance. Concernant les activités d'exploitation, l'ASN considère que les actions mises en œuvre pour améliorer la rigueur apportée à la réalisation des opérations de conduite des réacteurs doivent être poursuivies.

L'ASN constate que la radioprotection des travailleurs est prise en compte de manière satisfaisante dans la préparation et la réalisation des interventions. L'ASN a noté des progrès sensibles en matière de propreté radiologique mais considère que le site doit poursuivre ses efforts dans ce domaine afin d'améliorer les résultats obtenus.

Dans le domaine de l'environnement, l'ASN constate que le site a mis en œuvre une démarche performante de maîtrise des rejets mais que la prise en compte de la protection de l'environnement dans la gestion de certaines situations inattendues doit être améliorée.

Ségrégation du carbone des fonds primaires des générateurs de vapeur

La prise en compte du retour d'expérience de la ségrégation majeure positive en carbone sur les calottes du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 a conduit EDF à réaliser des investigations complémentaires sur les réacteurs en fonctionnement.

EDF a informé l'ASN, fin 2015, que des fonds primaires de générateurs de vapeur équipant 18 réacteurs de 900 ou 1450 MWe, fabriqués par Creusot Forge et Japan Casting and Forging Corporation (JCFC), étaient également concernés par cette problématique. Le réacteur 2 est concerné par des taux de carbone élevés dans les fonds de générateurs de vapeur produits par JPFC.

La présence d'une telle anomalie est susceptible d'altérer les caractéristiques mécaniques de l'acier constituant le générateur de vapeur et, notamment, d'entraîner un risque de rupture de ces équipements.

Une caractérisation approfondie par EDF de ces fonds a été menée à la demande de l'ASN afin de consolider les hypothèses prises par EDF dans les calculs de tenue à la rupture et de confirmer l'absence de risque. À cet effet, des examens ont été réalisés sur les fonds qui sont exploités et un programme d'essai destructif a été lancé sur des fonds dédiés à ce programme afin d'améliorer la connaissance du matériau ségrégué.

Par décision n° 2016-DC-0572 du 18 octobre 2016, l'ASN a prescrit, pour le réacteur de Civaux 1, la réalisation de contrôles supplémentaires sur les fonds fabriqués par JCFC sous trois mois⁴. Les résultats de ces contrôles et les justifications apportées par EDF sur l'aptitude au service de ces générateurs de vapeur ont conduit l'ASN à autoriser le redémarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux.

⁴ L'échéance de transmission à l'ASN des résultats des contrôles et mesures avait été reportée par la décision de l'ASN n° 2017-DC-0580 du 17 janvier 2017, en raison de risques pour la sécurité d'alimentation électrique de la zone Nord-Ouest en cas de vague de froid intense.

4. RÉEXAMEN PÉRIODIQUE ASSOCIÉ À LA PREMIERE VISITE DÉCENNALE

4.1. DÉMARCHE ADOPTÉE

Les deux premiers alinéas de l'article L. 593-18 du Code de l'environnement indiquent que :

« L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales.

Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. »

Par ailleurs, l'article L. 593-19 du Code de l'environnement indique que :

« L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de l'examen prévu à l'article L. 593-18 et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de son installation.

Après analyse du rapport, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques. Elle communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport. »

Conformément à la réglementation, dans le cadre du premier réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, EDF a :

- procédé à un examen de conformité, en examinant 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 comparant les exigences applicables à 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. En particulier, cette réévaluation de sûreté a permis de faire bénéficier le réacteur n° 1 de Civaux, dès sa première visite décennale, des améliorations de sûreté issues des réexamens périodiques réalisés ou en cours de réalisation sur les réacteurs de 900 MWe et 1300 MWe qui pouvaient lui être applicables.

À l'issue de la visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, EDF a adressé à l'ASN le bilan de l'examen de conformité mené sur ce réacteur par courrier en référence [26] et le rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur (référence [25]).

L'ASN et son appui technique l'IRSN ont examiné :

- les résultats de l'examen de conformité du réacteur ;
- les réponses apportées par EDF aux engagements pris et aux demandes de l'ASN émises dans le cadre du réexamen périodique VD1-N4 ;
- les conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux ;
- les modifications intégrées sur ce réacteur à l'issue de sa première visite décennale et les délais de mise en œuvre proposés par l'exploitant pour celles non encore mises en œuvre ;
- le rapport définitif de sûreté du site de Civaux.

Sur la base de l'examen de ces documents, l'ASN expose ci-après l'analyse des conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux.

4.2. EXAMEN DE CONFORMITÉ

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

Ce contrôle de conformité, qui a pu prendre la forme de contrôles documentaires ou *in situ*, a porté sur neuf thèmes :

1. Classement des matériels important pour la sûreté
2. Opérabilité des matériels appelés par la consigne à mettre en œuvre en situation de « grands froids »
3. Séisme – justifications des ancrages des matériels important pour la sûreté
4. Séisme événement – analyse de l'impact de matériels non dimensionnés au séisme susceptibles d'agresser des matériels nécessaires en cas de séisme
5. Génie civil
6. Incendie
7. Moyens mobiles de sauvegarde intervenant dans les situations hypothétiques et ultimes
8. Supportages des chemins de câbles
9. Tenue sismique du tube de transfert

Selon les thématiques abordées, l'exploitant de la centrale de Civaux s'est notamment assuré de la bonne intégration des dispositions ou des modifications programmées par les centres d'ingénierie d'EDF, 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 des installations par rapport au rapport de sûreté et aux plans.

Les conclusions d'EDF relatives à l'examen de conformité du réacteur n° 1 de Civaux ont été transmises à l'ASN par courrier en référence [26]. De manière générale, ce bilan met en évidence un nombre réduit d'écarts, à caractère mineur et qui ont été traités par l'exploitant par une remise en conformité adaptée. L'ASN note en particulier que les thèmes « classement », « opérabilité des matériels appelés par la consigne grands froids », « séisme-événement », « opérabilité des matériels appelés dans les procédures incidentelles », « supportages des chemins de câbles » et « tenue au séisme du tube de transfert » n'ont pas fait l'objet de constat d'écarts susceptibles d'avoir une incidence sur le respect des exigences concernant les matériels importants pour la sûreté.

Par ailleurs, de nombreux essais ont été réalisés, notamment les essais décennaux, sur le circuit primaire ou l'enceinte de confinement (cf. paragraphe 5.1). Ces essais ont permis de s'assurer que les matériels faisant l'objet de contrôles décennaux étaient toujours conformes aux exigences qui leur sont applicables.

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, des objectifs et des pratiques de sûreté les plus récents, en France et à l'étranger ;
- 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.

Ainsi pour les réacteurs de 1450 MWe, par courrier en référence [15], l'ASN a demandé à EDF de faire porter la réévaluation de sûreté sur les douze thèmes principaux suivants :

- Thème A1 – Écart du circuit de refroidissement des mécanismes de commande de grappe ;
- Thème A2 – Démarche de vérification sismique par la prise en compte de la RFS 2001-01 ;
- Thème A3 – Risques liés aux gaz explosifs présents sur le site ;
- Thème A4 – Opérabilité des matériels utilisés dans les situations hypothétiques et ultimes ;
- Thème A5 – Risques liés à la vidange et à la perte du refroidissement de la piscine de désactivation du combustible ;
- Thème A6 – Agression externes d'origines climatiques ;
- Thème A7 – Confinement en situation post-accidentelle ;
- Thème A8 – Accidents graves ;
- Thème A9 – Réactualisation des études probabilistes de sûreté de niveau 1 ;
- Thème A10 – Défaillance passive du circuit d'injection de sécurité ;
- Thème A11 – Autonomie des réacteurs en cas d'agression externe (climatique, sismique, industrielle, etc.) conduisant à un impact simultané sur plusieurs réacteurs d'un même site (« mode commun ») ;
- Thème A12 – Fiabilisation de la fonction de recirculation des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte.

Ces études ont conduit EDF à proposer, pour la première visite décennale, des modifications matérielles ou organisationnelles portant sur plusieurs systèmes importants pour la sûreté, afin d'améliorer le niveau de sûreté des réacteurs du palier N4. Parmi les modifications les plus notables proposées par EDF, on peut citer :

- les modifications liées à la capacité de l'installation à résister aux agressions (explosions, dont les explosions sismo-induites ou consécutives à une rupture de tuyauterie haute énergie, protection d'équipements importants pour la sûreté situés en extérieur vis-à-vis des projectiles générés par les vents extrêmes, mises en place de mesures de protection vis-à-vis du fragil, etc.) ;
- la fiabilisation de l'injection aux joints des pompes primaires en situation de défaillance par mode commun des tableaux électriques secourus ;
- la qualification aux conditions accidentelles des équipements du système de collecte des effluents radioactifs de l'îlot nucléaire ;
- l'installation d'une mesure de niveau en piscine d'entreposage des assemblages combustibles usés et d'un clapet anti-retour sur la ligne d'aspiration du réservoir du circuit de refroidissement des piscines, visant à réduire les risques de vidange ;
- la modification de la commande de l'ouverture des soupapes du pressuriseur du circuit primaire (permettant d'éviter une éventuelle rupture de la cuve en pression dans certaines situations très peu probables).

Après l'instruction technique effectuée par l'IRSN sur le caractère suffisant des études réalisées et sur les modifications identifiées, l'ASN a transmis à EDF, par courrier en référence [19], sa position sur les aspects génériques de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1450 MWe à l'issue de leur première visite décennale et a formulé plusieurs demandes complémentaires. Ces demandes ont conduit EDF à faire évoluer certains référentiels et à définir de nouvelles améliorations de sûreté. L'ASN a considéré qu'au regard des objectifs qu'elle avait initialement fixés dans le cadre du réexamen périodique, EDF devait déployer certaines modifications matérielles et a pris, dans le cadre du processus du réexamen périodique de ce réacteur, des prescriptions concernant les délais de réalisation de ces modifications, par la décision en référence [11] (cf. paragraphe 5.2 ci-après).

Par ailleurs, à la suite de l'analyse du rapport de l'évaluation complémentaire de sûreté menée à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi en référence [24], l'ASN a considéré que la centrale nucléaire de Civaux présente un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle n'en demande pas l'arrêt immédiat (cf paragraphe 6.1). Dans le même temps, l'ASN a considéré que la poursuite de son fonctionnement nécessitait d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elle dispose déjà, la robustesse de la centrale nucléaire de Civaux face à des situations extrêmes. En conséquence, l'ASN a pris, les 26 juin 2012 et 21 janvier 2014, les décisions en référence [9] et [10] fixant à la centrale nucléaire de Civaux des prescriptions complémentaires. Au-delà, l'ASN rappelle que le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi pourra prendre une dizaine d'années et pourra éventuellement la conduire à modifier ou compléter les premières prescriptions qu'elle a édictées.

5. CONTRÔLES RÉALISÉS EN VISITE DÉCENNALE

La première visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux s'est déroulée du 13 août 2011 au 6 décembre 2011. Cet arrêt a été l'occasion pour EDF de réaliser de nombreux contrôles et opérations de maintenance.

5.1. PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS

5.1.1. CHAUDIERE NUCLEAIRE

Conformément à l'article 15 de l'arrêté en référence [4], le circuit primaire principal (CPP) est soumis tous les dix ans à une requalification complète comprenant une visite complète, une épreuve hydraulique et un examen des dispositifs de sécurité.

Le circuit primaire du réacteur n° 1 a subi son épreuve hydraulique le 27 septembre 2011 en présence de l'ASN. Le débit de fuite total était de l'ordre de 20 l/h pour un critère maximal de 230 l/h. Par ailleurs, les contrôles effectués n'ont montré aucune déformation ou fuite de nature à remettre en cause son intégrité.

Au vu des résultats de l'épreuve hydraulique, 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 le procès-verbal de requalification des appareils du circuit primaire (référence [16]).

5.1.2. ÉPREUVE DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT

Au cours de la première visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, l'enceinte de confinement a subi le test d'étanchéité prévu par le décret d'autorisation de création en référence [1]. Les résultats des mesures d'étanchéité de l'enceinte à 4,3 bars relatifs sont en dessous des critères maximaux, rappelés ci-dessous. L'épreuve visant à s'assurer de la résistance et de l'étanchéité de l'enceinte a, par conséquent, été jugée satisfaisante. Ces résultats sont résumés dans le tableau ci-dessous :

	Résultats	Critères maximaux
Taux de fuite global (radier sec)	0,924 ± 0,014 %/jour	< 1,125 %/jour
Débit des fuites non transitantes (radier sec)	2,4 ± 3,7 Nm ³ /h	< 13 Nm ³ /h
Débit de fuite paroi externe à - 3 hPa	17,9 ± 1,9 Nm ³ /h	< 50 Nm ³ /h

5.1.3. CONTROLES ET OPERATIONS DE MAINTENANCE DES AUTRES EQUIPEMENTS

L'ensemble des matériels mécaniques et électriques du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux 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 des justifications appropriées et, le cas échéant, de remise en conformité selon un échéancier qui n'appelle pas de remarque particulière.

5.1.4. ESSAIS DECENNAUX

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 qui se veulent autant que possible représentatifs des situations dans lesquelles les équipements de sauvegarde peuvent être sollicités.

À l'occasion de la première visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, EDF a ainsi procédé aux essais suivants :

- mise en œuvre de configurations complexes des circuits de sauvegarde ;
- essais d'ouverture ou de fermeture d'organes de robinetterie dans des conditions de pression et de 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 dispositif d'éventage filtration de l'enceinte de confinement (filtre à sable) permettant de diminuer les rejets radioactifs dans l'environnement en cas de fusion du cœur.

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

5.2. MISE EN ŒUVRE DES MODIFICATIONS PRÉVUES AU TITRE DE LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ

La plupart des modifications matérielles identifiées par EDF dans le cadre de la réévaluation de sûreté (cf. paragraphe 4.3) ont été mises en œuvre, sans écart notable, lors de la première visite décennale du réacteur n° 1 de Civaux, à l'exception des quelques modifications qui ont été déprogrammées ou intégrées partiellement en raison de difficultés industrielles ou techniques. Leur report a été justifié au cas par cas par EDF auprès de l'ASN, sur la base d'analyses d'absence d'impact notable sur la sûreté des nouvelles échéances de réalisation.

De façon générale, l'ASN n'a pas d'objection au report de ces modifications. L'ASN a toutefois pris des prescriptions techniques applicables à ce réacteur par la décision en référence [11] afin d'en encadrer la mise en œuvre. Elles concernent :

- le solde d'un écart relatif à l'insuffisance des réserves en eaux du circuit secondaire en cas de manque de tension externe lorsque les hypothèses conservatives des études du rapport de sûreté, les procédures de conduite et les capacités effectives du système de refroidissement des mécanismes de grappes, dit système RRM, sont retenus ;
- la maîtrise des risques d'explosion interne ;
- la maîtrise des risques associés aux températures extérieures élevées ;
- la prévention du risque de vidange de la piscine d'entreposage du combustible.

5.3. ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS

Lors de son redémarrage à l'issue de sa première visite décennale, le réacteur n° 1 de Civaux n'était concerné par aucun événement significatif pour la sûreté classé au moins au niveau 1 de l'échelle INES et dont les actions correctrices n'avaient pas été mises en œuvre.

5.4. CONTRÔLE EXERCÉ PAR L'ASN

D'une manière générale, l'ASN assure le contrôle de tous les arrêts de réacteur pour rechargement en combustible et maintenance programmée réalisés en France par EDF, qu'il s'agisse des arrêts de courte durée ou des visites décennales. Lors des arrêts de réacteur, l'ASN contrôle les dispositions prises pour garantir la sûreté et la radioprotection pendant l'arrêt, ainsi que la sûreté du fonctionnement pour le ou les cycles à venir. Les principaux points du contrôle réalisé par l'ASN portent :

- en phase de préparation de l'arrêt, sur la conformité au référentiel applicable du programme d'arrêt de réacteur. L'ASN prend position sur ce programme ;
- pendant l'arrêt, à l'occasion de points d'information réguliers et d'inspections, sur le traitement des difficultés rencontrées ;
- en fin d'arrêt, à l'occasion de la présentation par l'exploitant du bilan de l'arrêt du réacteur, sur l'état du réacteur et son aptitude à être remis en service, l'ASN autorisant le redémarrage du réacteur à l'issue de ce contrôle ;
- après la divergence du cœur, sur les résultats de l'ensemble des essais réalisés au cours de l'arrêt et après le redémarrage du réacteur.

L'ASN a appliqué ce processus pour assurer le contrôle de la première visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux. En particulier, l'ASN a procédé à huit inspections, réalisées de façon inopinée, qui ont permis d'inspecter une vingtaine de chantiers.

À l'issue de ces inspections, les inspecteurs ont noté que le site avait mis en œuvre un assainissement des circuits qui avait conduit à baisser la dosimétrie collective, qui était déjà faible au départ. Toutefois, les inspecteurs ont estimé que le site devait apporter plus de rigueur lors de la mise en œuvre des chantiers, notamment ceux qui se déroulent en zone contrôlée. Ces écarts ont fait l'objet de demandes d'actions correctives dans la lettre de suite en référence [17], consultables sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr). Le suivi des actions correctives demandées à EDF a été réalisé dans le cadre du processus normal de contrôle de la centrale nucléaire de Civaux par l'ASN.

6. PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNEES A VENIR

6.1. PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA-DAIICHI

6.1.1. 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 ceux de Three Mile Island et de Tchernobyl. Le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi sera un processus long s'étalant sur plusieurs années. Néanmoins, des enseignements ont déjà été tirés.

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 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 françaises 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 [8], EDF a remis le 13 septembre 2011 ses premières conclusions sur l'évaluation complémentaire de la sûreté de l'ensemble de ses réacteurs nucléaires, dont le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux (référence [24]).

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, en premier lieu, sur les effets de ces phénomènes naturels. Elle s'intéressait ensuite à la gestion des installations en cas de perte d'une ou de plusieurs fonctions de sûreté, comme lors de l'accident de 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 la sollicitation allant au-delà de son dimensionnement ; l'exploitant a identifié à cette occasion les situations conduisant à la perte de fonctions de sûreté et à une brusque dégradation des séquences accidentelles (effets dits falaise) et a présenté les mesures permettant de les éviter ;
- toute possibilité de modification susceptible d'améliorer le niveau de sûreté de l'installation.

En complément des évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a réalisé 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.

Entre 2012 et 2014, l'ASN a mené des inspections de récolement destinées à vérifier que les actions correctives définies par EDF en réponse aux demandes formulées par l'ASN à la suite des inspections ciblées avaient effectivement été mises en œuvre.

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

6.1.2.1. 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 [14].

À l'issue des évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, l'ASN a considéré 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 a considéré que la poursuite de leur fonctionnement 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 séisme⁵ 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 actuels 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 mobiles permettant d'intervenir en moins de 24 heures sur un site accidenté.

Ainsi, la centrale nucléaire de Civaux a fait l'objet d'un premier lot de prescriptions imposées par l'ASN par sa décision en référence [9]. 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 l'ensemble des réacteurs nucléaires (référence [10]). 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'enclaustrage 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 ». Ces règles doivent être conformes aux normes de justification sismique les plus exigeantes. Enfin, elles conduiront 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 ;

⁵ 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.

- phase 2 : mise en place des éléments fondamentaux du noyau dur, notamment un diesel d'ultime secours de grande capacité nécessitant la construction d'un bâtiment dédié, une source d'eau ultime dédiée ou 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 de ces dispositions a débuté en 2015 et sera progressive ;
- 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 de prochains réexamens périodiques.

EDF a respecté l'ensemble des échéances réglementaires de ces prescriptions et a notamment mis en place les modifications requises par la décision en référence [9] 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. L'ASN sera vigilante à ce que les modifications requises à échéances ultérieures soient réalisées selon les dispositions prévues. De la même façon, elle s'assurera du respect des échéances de mise en place des dispositions « noyau dur » prescrites par la décision en référence [10].

Conformément aux préconisations de l'ENSREG et du Conseil européen, l'ASN a élaboré un plan d'action 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'action, (mis à jour en décembre 2014), est disponible sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

Au-delà, l'ASN rappelle que le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi pourra prendre une dizaine d'années et pourra éventuellement la conduire à modifier ou compléter les prescriptions qu'elle aura déjà prises.

6.1.2.2. Inspections de l'ASN

Quatre inspections ciblées se sont déroulées sur la centrale nucléaire de Civaux les 23, 24 et 25 août 2011 et le 29 octobre 2012 sur les thèmes « séisme », « inondation », « refroidissement – source froide » et « sources électriques ». À l'issue de ces inspections, les inspecteurs ont porté un jugement positif sur la prise en compte de ces risques et sur les dispositions organisationnelles pour y faire face, à l'exception du thème « séisme », pour lequel l'ASN a considéré que l'exploitant devrait améliorer la formation du personnel aux conduites à tenir. Ces quatre inspections ont fait l'objet de trente-sept demandes d'actions correctives et dix demandes de compléments dans les lettres de suite en références [18] et [21].

L'ASN a mené, le 12 novembre 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 ces inspections avaient effectivement été mises en œuvre. À l'issue de cette inspection, l'ASN a noté que l'exploitant avait corrigé les écarts détectés à l'occasion des inspections des 23, 24 et 25 août 2011. Cette inspection a fait l'objet de six demandes d'actions correctives et de dix demandes de compléments dans la lettre de suite en référence [20].

À la suite du séisme survenu le 9 septembre 2013 d'une magnitude évaluée à 3,1 sur l'échelle de Richter et dont l'épicentre était situé à Morthemmer (Vienne), l'ASN a mené une inspection réactive au CNPE de Civaux. Le séisme, de faible amplitude, n'a pas dépassé le seuil d'enregistrement de l'appareil de surveillance du CNPE et n'a donc pas fait apparaître d'alarme en salle de commande. Toutefois, après perception du séisme par les agents en salle de commande, le CNPE a mis en application les consignes précisant la conduite à tenir après survenue d'un séisme. Malgré des écarts constatés sur le suivi du programme de formation aux conduites à tenir en cas de séisme, les inspecteurs ont noté une bonne réaction du site à la suite des secousses sismiques ainsi qu'une bonne application générale des procédures de conduite. L'ASN a toutefois estimé que les efforts engagés sur la mise en œuvre de la démarche séisme-événement⁶ devaient être poursuivis et a formulé des demandes complémentaires dans la lettre de suite en référence [22].

Ces lettres de suites d'inspections sont consultables sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

6.2. POLITIQUE DE MAINTENANCE

La politique de maintenance du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux est conforme à la doctrine nationale de maintenance développée par EDF.

Depuis le milieu des années quatre-vingt-dix, la doctrine d'EDF repose sur une politique de réduction des volumes de maintenance. Il s'agit essentiellement de recentrer les opérations de maintenance sur les équipements dont la défaillance présente des enjeux forts en termes de sûreté, de radioprotection ou d'exploitation. Cette politique a conduit EDF à faire évoluer son organisation et à adopter de nouvelles méthodes de maintenance.

EDF a développé la méthode dite « d'optimisation de la maintenance par la fiabilité », utilisée par les industries aéronautique et militaire, qui, à partir de l'analyse fonctionnelle d'un système donné, définit le type de maintenance à réaliser en fonction de la contribution de ses modes de défaillance potentiels aux enjeux de sûreté, de radioprotection ou d'exploitation.

Tirant profit de la standardisation des réacteurs nucléaires sur le territoire national, EDF déploie par ailleurs le concept de maintenance par « matériels témoins ». Cette maintenance est fondée sur la constitution de familles techniques homogènes de matériels semblables, exploités de la même manière dans toutes les centrales nucléaires du parc nucléaire français. Pour EDF, la sélection et le contrôle approfondi d'un nombre réduit de ces matériels, jouant alors le rôle de matériels témoins au sein de ces familles, permet, dans le cas où aucune défaillance n'est détectée, d'éviter un contrôle de la totalité des matériels de la famille.

Dans un contexte de forte évolution des méthodes de maintenance et compte tenu du vieillissement des réacteurs nucléaires français, l'ASN a demandé l'avis des experts du groupe permanent pour les réacteurs sur la politique de maintenance mise en place par EDF.

Sur la base de cet examen, l'ASN a considéré que les méthodes mises en œuvre par EDF pour optimiser les programmes de maintenance des matériels importants pour la sûreté sont acceptables. Ces méthodes, qui privilégient la surveillance des matériels, permettent, d'une part, de réduire les risques liés aux interventions sur les matériels et, d'autre part, de limiter la dose reçue par les intervenants. L'ASN a toutefois rappelé à EDF que ces méthodes pouvaient conduire à ne pas détecter un défaut nouveau ou non-envisagé. Elle a par conséquent demandé à EDF d'en accompagner le déploiement par le maintien de visites périodiques systématiques pour certains matériels.

6.3. GESTION DES COMPETENCES

S'agissant du développement et du maintien des compétences de ses équipes, EDF est actuellement confrontée à un défi important, du fait notamment :

- du départ en retraite massif du personnel présent depuis la construction des centrales nucléaires ;

⁶ L'objectif de la démarche séisme-événement est d'éviter toute agression d'un matériel nécessaire en cas de séisme par un matériel non dimensionné au séisme.

- des travaux complexes qui sont à réaliser par EDF dans le cadre de la poursuite du fonctionnement, du vieillissement des installations et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima qui nécessitent un maintien des compétences pour assurer un haut niveau de qualité lors de la conception, de la réalisation et de la requalification de ces modifications qui visent à rénover et remplacer la plupart des matériels, ainsi que d'améliorer la sûreté de façon significative.

Par conséquent, des investissements importants sont engagés par EDF en matière de recrutement et de formation pour accompagner le renouvellement des compétences lié au départ des intervenants en retraite et remplacer ces personnes techniquement expérimentées et maîtrisant l'histoire des sites.

En parallèle, EDF a mis en œuvre un projet qui se nomme « programme compétences » et dont le déploiement sur toutes les centrales a débuté en 2017. Les principaux leviers de ce programme sont les suivants :

- la formation comme levier de performance : en pratique, EDF s'appuie sur l'Unité de Formation Production-Ingénierie (UFPI) qui a en charge la professionnalisation des agents EDF, dans les domaines de la conduite, de la maintenance et de l'exploitation. Ces stages contribuent à la formation des intervenants, consolidant ou rappelant des acquis sur certains aspects et gestes professionnels des métiers ;
- le manager comme responsable des compétences, qui doit identifier les écarts entre les compétences nécessaires et celles disponibles et définir les objectifs de formation des agents de son équipe ;
- l'autonomie et la capacité de réalisation des sites accrues dans le domaine de la formation ;
- la remise à niveau des référentiels et dispositifs de management des compétences au niveau des standards internationaux.

Le « programme compétences » mobilise de nombreux acteurs, tant aux niveaux locaux que nationaux. Le projet bénéficie également d'appuis externes, particulièrement de l'équipe du « programme compétences » de la DPN et de l'UFPI.

L'un des axes majeurs du « programme compétences » consiste en la création de quatre comités de formation aux niveaux local et national qui sont chargés de détecter rapidement les besoins en formation des agents et ensuite de créer, notamment avec l'aide de l'UFPI, des formations.

Le management des compétences, de la formation et des habilitations et sa mise en œuvre dans les centrales nucléaires exploitées par EDF font régulièrement l'objet de contrôles au travers d'inspections menées sur le terrain et d'analyses de l'IRSN ou d'autres organismes experts, qui peuvent être présentées au groupe permanent d'experts (GP).

De manière générale, l'ASN considère que les efforts d'EDF en matière de recrutement et de formation doivent être poursuivis. En outre, l'ASN a alerté EDF :

- d'une part, sur les conséquences possibles de cette situation (départs massifs en retraite concomitants avec les grands travaux associés aux réexamens périodiques, au « Grand Carénage » et à la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daiichi) sur le niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement ;
- d'autre part, sur les nécessaires enseignements à tirer du point de vue du management de la sûreté de ses installations.

7. CONCLUSION SUR LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT

L'examen de conformité a mis en évidence un nombre réduit d'écarts, à caractère mineur et qui ont été traités par l'exploitant par une remise en conformité adaptée.

L'ASN note également que les modifications matérielles définies lors de la phase générique du premier réexamen périodique et destinées à augmenter le niveau de sûreté du réacteur ont en grande majorité été mises en œuvre au cours de la première visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, les autres devant être mises en place au cours des prochaines années. L'ASN a prescrit à l'exploitant des délais pour l'achèvement de chacun de ces travaux, dont certains correspondent à la deuxième visite décennale qui se déroulera en 2021. Ces prescriptions ont fait l'objet d'une consultation du public sur le site Internet de l'ASN du 22 août au 12 septembre 2016. Aucune observation n'a été formulée lors de cette consultation.

Au regard du bilan du premier réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, de l'ensemble des actions de contrôle qu'elle a menées et compte-tenu des prescriptions qu'elle a édictées, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux au-delà de son premier réexamen périodique.

Le dépôt du rapport du prochain réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale de Civaux devra avoir lieu au plus tard le 29 mai 2022.

L'ASN rappelle que le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi pourra prendre une dizaine d'années et pourra éventuellement la conduire à modifier ou compléter les premières prescriptions qu'elle a édictées.

Enfin, l'ASN continuera par ailleurs d'exercer un contrôle régulier de l'exploitation de la centrale nucléaire de Civaux. Conformément à l'article L. 593-22 du Code de l'environnement, en cas de risques graves et imminents, 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
CMS	Côte majorée de sécurité
CNPE	Centre nucléaire de production d'électricité
CPP	Circuit primaire principal
CSP	Circuit secondaire principal
DPN	Division de la production nucléaire
ECS	Évaluation complémentaire de sûreté
EDF	Électricité de France
FARN	Force d'action rapide nucléaire
GP	Groupe permanent
INB	Installation nucléaire de base
INES	<i>International nuclear event scale</i> (échelle internationale de gravité des incidents ou accidents nucléaires)
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
JCFC	Japan Casting and Forging Corporation
MOX	Combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium
MSK	Medvedev-Sponheuer-Karnik
MWe	MégaWatt électrique (unité de puissance électrique)
NGF N	Nivellement général de la France - Normal
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
REP	Réacteur à eau pressurisée
RFS	Règle fondamentale de sûreté
SDD	Séisme de dimensionnement
SMS	Séisme majoré de sécurité
UFPI	Unité de formation production-ingénierie
VD	Visite décennale