



**Décision n° 2016-DC-0568 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 août 2016
fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires
applicables au site électronucléaire situé dans la commune de Gravelines (Nord) au vu des
conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de l'INB n° 96**

L'Autorité de sûreté nucléaire,

Vu le code de l'environnement, notamment ses articles L. 592-21, L. 593-18 et L. 593-19 ;
Vu le décret n° 77-1190 du 24 octobre 1977 modifié autorisant la création par Électricité de France de quatre tranches de la centrale nucléaire de Gravelines dans le département du Nord (INB n° 96 et 97) ;
Vu le décret du 18 décembre 1981 modifié autorisant la création par Électricité de France des cinquième et sixième tranches de la centrale nucléaire de Gravelines dans le département du Nord (INB n° 122) ;
Vu le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives ;
Vu l'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 ;
Vu l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base ;
Vu la décision n° 2012-DC-0286 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 Gravelines (Nord) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 96, 97 et 122 ;
Vu la décision n° 2014-DC-0406 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 Gravelines (Nord) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription [ECS-1] de la décision n° 2012-DC-0286 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire ;
Vu la décision n° 2015-DC-0518 du 20 août 2015 de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant des prescriptions relatives à la maîtrise des risques liés au terminal méthanier de Dunkerque et aux transferts d'effluents liquides non radioactifs des installations nucléaires de base n° 96, n° 97 et n° 122 exploitées par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) dans la commune de Gravelines (Nord) ;
Vu l'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 ;
Vu la règle fondamentale de sûreté n° I.2.d du 7 mai 1982 relative à la prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication ;
Vu le courrier DEP-PRES-0077-2009 du 1^{er} juillet 2009 du président de l'ASN au président d'Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) sur la position de l'ASN relative aux aspects génériques de la poursuite d'exploitation des réacteurs de 900 MWe à l'issue de la troisième visite décennale ;
Vu le courrier ASN CODEP-DEP-2014-046619 du 23 octobre 2014 sur le report de la réparation de la pénétration de fond de cuve n° 4 du réacteur n° 1 de Gravelines ;
Vu le rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations de la centrale nucléaire de Gravelines au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, adressé par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) à l'Autorité de Sûreté Nucléaire le 15 septembre 2011 ;

Vu le bilan de l'examen de conformité du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines adressé par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) à l'Autorité de sûreté nucléaire le 12 juillet 2012 ;

Vu le rapport de conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, accompagné du dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation, adressé par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) à l'Autorité de sûreté nucléaire ainsi qu'aux ministres chargés de la sûreté nucléaire le 14 septembre 2012 ;

Vu les observations d'Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) en date du 2 juillet 2015 ;

Vu les résultats de la consultation du public effectuée du 25 mai au 9 juin 2015 ;

Considérant que les premières conclusions tirées du retour d'expérience de l'accident de Fukushima Daiichi ont conduit à fixer des prescriptions dans les décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 et du 21 janvier 2014 susvisées ;

Considérant que l'analyse du bilan du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines et les résultats de l'exercice de la mission de contrôle de l'ASN sur ce réacteur ont fait apparaître la nécessité d'encadrer les actions de l'exploitant par des prescriptions supplémentaires afin de prendre en compte le retour d'expérience, de corriger certains écarts ou encore de préciser l'échéance de réalisation de certaines modifications ;

Considérant que les contrôles réalisés lors de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ont détecté des défauts sur la pénétration de fond de cuve n° 4 ;

Considérant qu'EDF a mis en place une solution de réparation provisoire consistant en un bouchage de la pénétration de fond de cuve n° 4 prévenant le risque d'évolution des défauts par corrosion sous contrainte et des mesures complémentaires de contrôle et de détection d'éventuelles fuites ;

Considérant que la poursuite du fonctionnement du réacteur nécessite une réparation définitive de la pénétration de fond de cuve n° 4 et qu'EDF doit, conformément à l'article 10 de l'arrêté du 10 novembre 1999 susvisé, finaliser le développement et la qualification de celle-ci ;

Considérant que la décision du 20 août 2015 susvisée permet de limiter l'impact potentiel du futur terminal méthanier de Dunkerque sur la centrale nucléaire de Gravelines,

Décide :

Article 1^{er}

Au vu des conclusions du troisième réexamen périodique, la présente décision fixe les prescriptions complémentaires auxquelles doit satisfaire Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA), dénommée ci-après l'exploitant, pour la poursuite de fonctionnement du réacteur n° 1 de l'INB n° 96 du site électronucléaire de Gravelines (Nord). Ces prescriptions font l'objet des deux annexes à la présente décision.

Le dépôt du rapport du prochain réexamen périodique du réacteur n° 1, constituant avec le réacteur n° 2 l'INB n° 96, devra intervenir avant le 14 septembre 2022.

Article 2

La présente décision est prise sans préjudice des dispositions applicables en cas de menace pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et des prescriptions que l'Autorité de sûreté nucléaire pourrait prendre en application des articles 18 et 25 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.

Article 3

Jusqu'à l'achèvement complet des actions permettant de satisfaire aux prescriptions figurant en annexe à la présente décision, l'exploitant présente au plus tard le 30 juin de chaque année les actions mises en œuvre au cours de l'année passée pour respecter les prescriptions et les échéances objets des deux annexes à la présente décision, ainsi que les actions qui restent à effectuer et leur programmation. Cette présentation peut être effectuée dans le rapport annuel d'information du public prévu par l'article L. 125-15 du code de l'environnement.

Article 4

Le directeur général de l'Autorité de sûreté nucléaire est chargé de l'exécution de la présente décision, qui sera notifiée à EDF-SA et publiée au *Bulletin officiel* de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Fait à Montrouge, le 30 août 2016.

Le collège de l'Autorité de sûreté nucléaire¹,

Signé par

Pierre-Franck CHEVET

Philippe CHAUMET-RIFFAUD

Philippe JAMET

¹ Commissaires présents en séance

Annexe 1 à la décision n° 2016-DC-0568 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 août 2016 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire situé dans la commune de Gravelines (Nord) au vu des conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de l'INB n° 96

Prescriptions applicables au réacteur n° 1 de l'INB n° 96
(réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines)

Titre III : Maîtrise des risques d'accident

Chapitre 1 : Généralités

[INB96-1] Les produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur sont choisis afin de ne pas engendrer de risque de colmatage direct des prises d'eau des circuits d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion enceinte (EAS) dans les puisards.

Avant le 31 décembre 2017, le calorifuge de type Microtherm utilisé à proximité du circuit primaire principal (CPP) et des générateurs de vapeur (GV) du bâtiment réacteur est remplacé, à l'exception des zones des traversées de puits de cuve, afin de réduire le risque de colmatage des circuits RIS et EAS.

Avant le 31 décembre 2016, EDF transmet une évaluation des effets associés à l'emploi de produits ou matériaux susceptibles d'affecter la fonction de recirculation de l'eau de refroidissement dans les situations où cette fonction est requise, en particulier vis-à-vis :

- du risque de colmatage des prises d'eau directement ou par effet chimique,
- du risque d'endommagement ou de colmatage des équipements se trouvant en aval des filtres.

Chapitre 2 : Dispositions relatives à la mise en œuvre de substances radioactives ou susceptibles d'engendrer une réaction nucléaire

[INB96-2] Le combustible est mis en œuvre selon la gestion de combustible dite « Parité MOX ». La recharge standard de cette gestion de combustible est composée, pour la partie neuve, de 28 assemblages combustibles de dioxyde d'uranium (UO₂) et de 12 assemblages d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX).

Les assemblages combustibles UO₂ et MOX neufs de référence de la gestion de combustible « Parité MOX » ont les caractéristiques suivantes :

- a) les assemblages combustible UO₂ sont enrichis à 3,7 % (en valeur nominale) en uranium 235 ; leur gaine est en alliage « M5 » ou en alliage « ZIRLO » ;
- b) la teneur moyenne en plutonium des assemblages MOX est au maximum de 8,65 % (en valeur nominale) sur un support en uranium contenant 0,25 % (en valeur nominale) d'uranium 235 ; leur gaine est en alliage « M5 ».

Une variation de la composition standard de la partie neuve de la recharge, portant sur le nombre d'assemblages constituant cette recharge, n'est possible que pour permettre la gestion des aléas et l'utilisation des assemblages dits en « réserve de gestion », sous réserve de ne pas conduire à un enchaînement continu de recharges comprenant une partie neuve non conforme.

[INB96-3] Conformément aux hypothèses retenues pour la démonstration de sûreté du réacteur fonctionnant selon la gestion combustible « Parité MOX » :

- a) le taux de bouchage pour les générateurs de vapeur du type 47/22 est limité à 5 % ;
- b) le débit thermohydraulique par boucle, à la puissance thermique nominale du réacteur, est supérieur ou égal à 21 724 m³.h⁻¹.

[INB96-4] Les assemblages combustibles présentant les caractéristiques des assemblages de référence sont irradiés dans les limites suivantes :

- a) le taux d'irradiation moyen de chaque assemblage combustible UO_2 ou MOX en gestion de combustible « Parité MOX » est inférieur à 52 GWj/t ;
- b) l'anticipation de la fin du cycle naturel est limitée à 25 jours équivalents pleine puissance (JEPP), sauf aléa ou situation conduisant à un arrêt anticipé en application des règles générales d'exploitation ;
- c) la prolongation de cycle est limitée à 60 jours équivalents pleine puissance.

[INB96-5] Avant le prochain réexamen périodique du réacteur, l'exploitant dresse le bilan de la situation des assemblages de conception antérieure à celle des assemblages combustibles de référence présents dans l'installation à la date de la publication de la présente décision et soumet à l'ASN les modalités de leur gestion future.

[INB96-6] Les éventuelles déformations des assemblages combustible et des grappes de commande, en fonctionnement normal ou à la suite d'un transitoire, d'un incident ou d'un accident de référence n'empêchent pas la chute, dans les délais requis, des grappes de commande permettant l'arrêt du réacteur. En fonctionnement normal et lors des arrêts du réacteur, les éventuelles déformations des assemblages combustibles n'accroissent pas le risque de rejets radioactifs dans ou en dehors de l'enceinte de confinement.

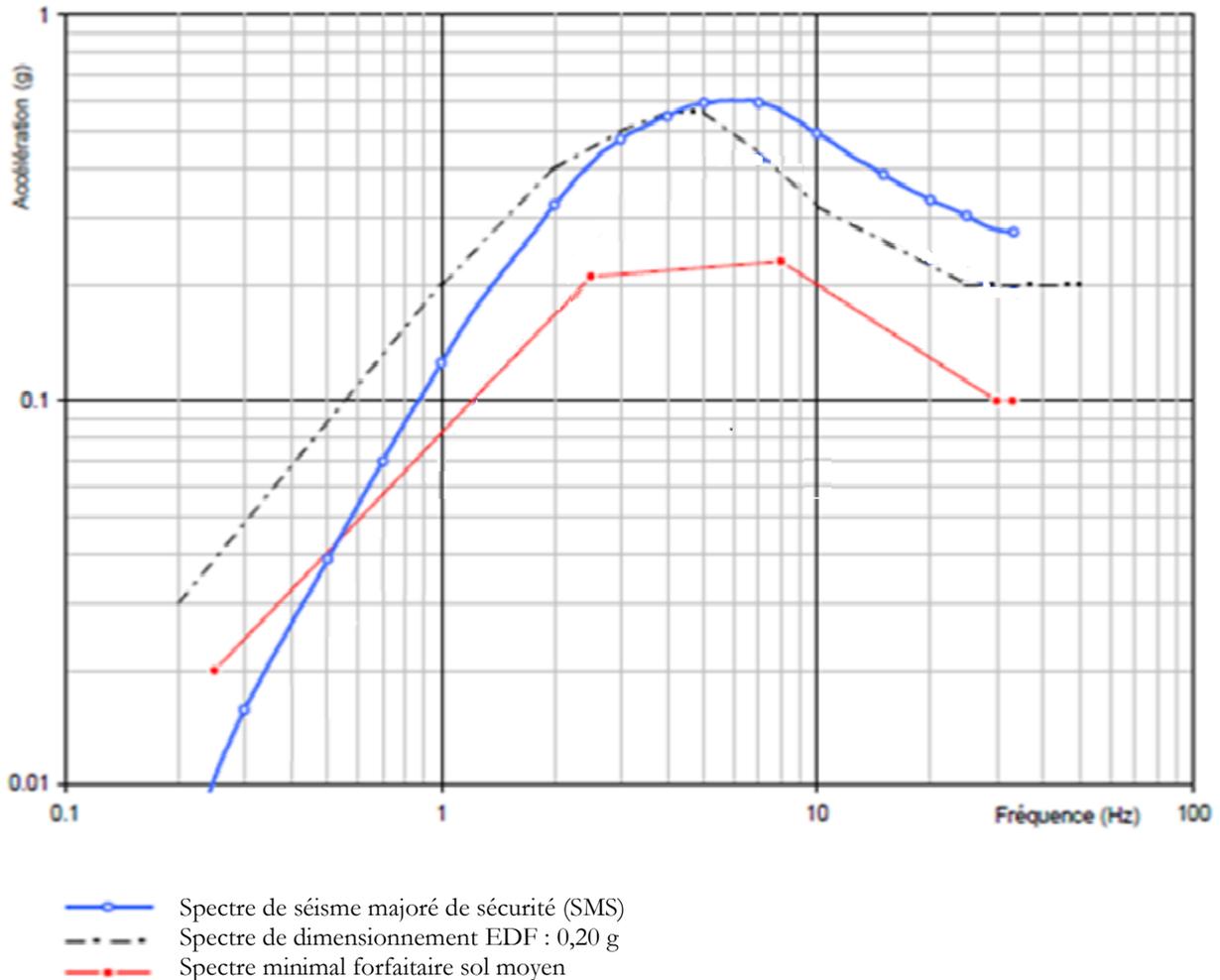
Chapitre 3 : Maîtrise des autres risques

[INB96-7] Le nombre et la disposition des recombineurs d'hydrogène installés dans le bâtiment réacteur sont déterminés en prenant en compte le volume de l'enceinte de confinement et avec l'objectif d'empêcher qu'une combustion d'hydrogène ne conduise à la perte de son intégrité.

[INB96-8] La tenue des bâtiments de l'îlot nucléaire abritant des systèmes ou composants de sûreté n'est pas remise en cause par une onde de surpression de forme triangulaire à front raide atteignant une surpression de 200 mbar et d'une durée de 400 ms.

[INB96-9] Les matériels fixes antidéflagrants mis en place à la suite de l'analyse de sûreté concernant le risque d'explosion sont soumis aux mêmes exigences de contrôle et d'entretien que des matériels fixes antidéflagrants mis en place dans des locaux au titre des résultats de l'évaluation des risques d'explosion pour la protection des travailleurs.

[INB96-10] Le mouvement sismique horizontal à prendre en compte pour la vérification du dimensionnement correspond, pour un amortissement de 5 %, à l'enveloppe du spectre minimal forfaitaire et du spectre de séisme majoré de sécurité (SMS) définis par les courbes suivantes :



Le mouvement vertical associé au spectre de dimensionnement correspond aux deux tiers du mouvement horizontal.

[INB96-11] Le séisme d'inspection représente le niveau de séisme au-delà duquel une vérification ou inspection des composants dont la tenue au séisme est requise au titre de leur rôle pour la sûreté est nécessaire pour le maintien ou la reprise de l'exploitation de l'installation. Ce séisme d'inspection correspond à une accélération horizontale maximale en champ libre de 0,05 g. Après l'occurrence d'un séisme correspondant à une accélération horizontale maximale en champ libre supérieure au séisme d'inspection, la reprise de l'exploitation ne pourra être effectuée qu'après justification auprès de l'Autorité de sûreté nucléaire de l'innocuité du séisme sur l'état de l'installation et son comportement ultérieur.

[INB96-12] Avant le 31 décembre 2016, un dispositif de confinement est installé afin d'éviter une dispersion directe du ciel de cuve du réservoir de traitement et de refroidissement d'eau des piscines (PTR) dans l'environnement en cas d'accident.

[INB96-13] Avant le 31 décembre 2017, un dispositif est mis en place afin d'éviter une rupture de confinement en cas de rupture de la barrière thermique d'un groupe motopompe primaire.

[INB96-14] Avant le 31 décembre 2017, la mise à niveau, au regard des conditions d'atmosphère explosive, des capteurs de niveau du circuit de contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire (RCV) est achevée.

[INB96-15] Avant le 31 décembre 2016, la tranquillisation des sources vibratoires du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur est achevée.

[INB96-16] Avant le 31 décembre 2017, tous les écarts de génie civil, à traiter à titre préventif, identifiés dans le bilan de l'examen de conformité transmis à l'ASN à l'issue de la troisième visite décennale sont traités.

[INB96-17] Avant le 31 décembre 2016, l'exploitant procède à une réparation définitive de la pénétration de fond de cuve n° 4 permettant l'élimination des défauts détectés sur cette pénétration.

[INB96-18] Jusqu'à la réalisation de la réparation mentionnée à la prescription [INB96-17], l'exploitant maintient le bouchage de la pénétration de fond de cuve n° 4 du réacteur et reconduit :

- les dispositions de surveillance en continu pour détecter une éventuelle fuite, à savoir le système « Flüs », ainsi que la détection des fuites éventuelles en salle d'instrumentation du cœur du réacteur ;
- la réalisation d'un examen télévisuel externe de la pénétration de fond de cuve n° 4 à mi-cycle de fonctionnement ;
- la réalisation d'un examen par ultrasons des défauts détectés sur la pénétration de fond de cuve n° 4 lors de chaque arrêt pour rechargement du réacteur.

En cas de détection de fuite ou d'évolution des défauts détectés, la réparation de la pénétration de fond de cuve n° 4 devra être réalisée avant le redémarrage du réacteur.

Titre V : Gestion et élimination des déchets et des combustibles usés d'une installation nucléaire de base

Chapitre 4 : Prescriptions relatives aux entreposages des déchets et des combustibles usés

[INB96-19] Les systèmes de refroidissement des piscines d'entreposage des combustibles disposent d'une capacité d'échange dimensionnée pour permettre d'évacuer en permanence la puissance résiduelle des combustibles entreposés. Ils peuvent également démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de l'eau de la piscine du râtelier.

[INB96-20] Avant le 31 décembre 2017, l'exploitant met en place le déport de la commande de fermeture de la vanne du tube de transfert dans un local protégé des rayonnements en situation accidentelle.

Annexe 2 à la décision n° 2016-DC-0568 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 août 2016 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire situé dans la commune de Gravelines (Nord) au vu des conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de l'INB n° 96

Prescriptions applicables aux

INB n° 96 (réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines),

INB n° 97 (réacteurs n° 3 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines)

Et à l'INB n° 122 (réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines)

Titre III : Maîtrise des risques d'accident

Chapitre 3 : Maîtrise des autres risques

[EDF-GRA-45] Vis-à-vis des situations de grands froids, les cas de charge de températures basses de l'air à retenir sont :

- température minimale de longue durée égale à -8 °C,
- température minimale de courte durée égale à -19 °C,
- température minimale instantanée pour les matériels de faible inertie thermique égale à -23 °C.