



**Décision n° 2025-DC-016 de l’Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection du 1<sup>er</sup> juillet 2025 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire (INB n<sup>os</sup> 127 et 128), Cattenom (INB n<sup>os</sup> 124, 125, 126 et 137), Flamanville (INB n<sup>os</sup> 108 et 109), Golfech (INB n<sup>os</sup> 135 et 142), Nogent-sur-Seine (INB n<sup>os</sup> 129 et 130), Paluel (INB n<sup>os</sup> 103, 104, 114 et 115), Penly (INB n<sup>os</sup> 136 et 140) et Saint-Alban/Saint-Maurice (INB n<sup>os</sup> 119 et 120) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique**

L’Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection,

Vu le code de l’environnement, notamment ses articles L. 592-21, L. 593-18 et L. 593-19 ;

Vu le décret du 10 novembre 1978 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Paluel dans le département de la Seine-Maritime ;

Vu le décret du 21 décembre 1979 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Flamanville, dans le département de la Manche ;

Vu le décret du 3 avril 1981 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Paluel dans le département de la Seine-Maritime ;

Vu le décret du 12 novembre 1981 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Saint-Alban-Saint-Maurice dans le département de l’Isère ;

Vu le décret du 24 juin 1982 autorisant la création par Électricité de France d’une tranche de la centrale nucléaire de Cattenom dans le département de la Moselle ;

Vu le décret du 24 juin 1982 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Cattenom dans le département de la Moselle ;

Vu le décret du 15 septembre 1982 modifié autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Belleville dans le département du Cher ;

Vu le décret du 28 septembre 1982 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Nogent dans le département de l’Aube ;

Vu le décret du 23 février 1983 autorisant la création par Électricité de France d’une tranche de la centrale nucléaire de Penly dans le département de la Seine-Maritime ;

Vu le décret du 3 mars 1983 modifié autorisant la création par Électricité de France d’une tranche de la centrale nucléaire de Golfech dans le département du Tarn-et-Garonne ;

Vu le décret du 29 février 1984 autorisant la création par Électricité de France d’une tranche de la centrale nucléaire de Cattenom dans le département de la Moselle et modifiant les périmètres des installations nucléaires de base constituées des tranches 1, 2 et 3 de cette centrale ;

Vu le décret du 9 octobre 1984 autorisant la création par Électricité de France d’une tranche de la centrale nucléaire de Penly dans le département de la Seine-Maritime ;

Vu le décret du 31 juillet 1985 autorisant la création par Électricité de France d’une tranche de la centrale nucléaire de Golfech dans le département du Tarn-et-Garonne ;

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 les décisions n° 2012-DC-0274, n° 2012-DC-0277, n° 2012-DC-0283, n° 2012-DC-0285, n° 2012-DC-0287, n° 2012-DC-0288, n° 2012-DC-0289 et n° 2012-DC-0290 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables respectivement aux sites électronucléaires de Belleville-sur-Loire (Cher), Cattenom (Moselle), Flamanville (Manche), Golfech (Tarn-et-Garonne), Nogent-sur-Seine (Aube), Paluel (Seine-Maritime), Penly (Seine-Maritime), Saint-Alban/Saint-Maurice (Isère) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°s 127, 128, 124, 125, 126, 137, 108, 109, 167, 135, 142, 129, 130, 103, 104, 114, 115, 136, 140, 119 et 120 ;

Vu la décision n° 2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 modifiée relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base ;

Vu les décisions n° 2014-DC-0394, n° 2014-DC-0397, n° 2014-DC-0403, n° 2014-DC-0405, n° 2014-DC-0407, n° 2014-DC-0408, n° 2014-DC-0409 et n° 2014-DC-0410 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables respectivement aux sites électronucléaires de Belleville-sur-Loire (Cher), Cattenom (Moselle), Flamanville (Manche), Golfech (Tarn-et-Garonne), Nogent-sur-Seine (Aube), Paluel (Seine-Maritime), Penly (Seine-Maritime), Saint-Alban/Saint-Maurice (Isère) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) des décisions du 26 juin 2012 susvisées ;

Vu la décision n° 2014-DC-0444 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 15 juillet 2014 relative aux arrêts et redémarrages des réacteurs électronucléaires à eau sous pression ;

Vu le dossier d'EDF d'orientation du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe référencé D455617211135 indice A du 11 juillet 2017 ;

Vu la note d'EDF présentant la synthèse de sa réponse aux objectifs du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe référencée D455623002376 indice A du 13 juillet 2023 ;

Vu les engagements d'EDF pris au cours de l'instruction de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ;

Vu le courrier de l'Autorité de sûreté nucléaire référencé CODEP-DCN-2019-009228 du 11 décembre 2019 portant sur les orientations génériques du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF ;

Vu le courrier de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection référencé CODEP-DCN-2025-035270 du 1<sup>er</sup> juillet 2025 portant sur la position de l'ASNR sur la phase générique du quatrième réexamen périodique ;

Vu le rapport d'instruction n° CODEP-DCN-2025-022156 de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection du 1<sup>er</sup> juillet 2025 ;

Vu le bilan de la concertation menée par le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire du 18 janvier au 30 septembre 2024 sur l'amélioration de la sûreté des réacteurs de 1300 MWe d'EDF dans le cadre de leur quatrième réexamen périodique ;

Vu les observations d'EDF en date du 16 juin 2025 ;

Vu les résultats de la consultation du public réalisée sur le site Internet de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection du 16 mai 2025 au 15 juin 2025 ;

Considérant ce qui suit :

1. Le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe revêt une importance particulière puisqu'il avait été retenu lors de la conception de certains de leurs matériels une hypothèse de 40 années de fonctionnement. La poursuite au-delà de cette période nécessite une actualisation des études de conception ou des remplacements de matériels. Par ailleurs, les réacteurs de 1300 MWe coexistent avec des réacteurs de troisième génération, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées. La réévaluation de leur sûreté doit donc permettre de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs de troisième génération tels que le réacteur EPR ;
2. EDF a proposé les objectifs du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe dans son dossier du 11 juillet 2017 susvisé. L'Autorité de sûreté nucléaire a pris position sur ces objectifs et les a complétés par courrier du 11 décembre 2019 susvisé ;

3. EDF a réalisé les études communes à l'ensemble de ses réacteurs de 1300 MWe nécessaires pour répondre à ces objectifs et a identifié des nouvelles dispositions qu'elle prévoit de mettre en œuvre pour chacun des réacteurs concernés. Ces nouvelles dispositions renforceront la sûreté de ces réacteurs ;
4. L'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection a instruit ces études. Les conclusions de cette instruction figurent dans le rapport du 1<sup>er</sup> juillet 2025 susvisé ;
5. Cette instruction prend en compte les engagements qu'EDF a pris au cours de l'instruction. Ces engagements contribuent à l'atteinte des objectifs fixés pour ce réexamen périodique ;
6. Cette instruction a fait apparaître la nécessité de prescrire certaines dispositions nécessaires à l'atteinte des objectifs fixés pour ce réexamen périodique ainsi que leurs échéances ;
7. Les dispositions prévues par EDF, complétées par le respect des prescriptions de la présente décision et des demandes formulées par l'ASNR par courrier du 1<sup>er</sup> juillet 2025 susvisé, devraient permettre d'atteindre les objectifs du réexamen et de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs de troisième génération ;
8. EDF a défini un calendrier de déploiement des nouvelles dispositions qui prévoit, compte tenu de la nature et de l'ampleur des opérations associées, une mise en œuvre en deux étapes : lors de la quatrième visite décennale de chaque réacteur, notamment pour les dispositions les plus importantes pour la sûreté, ou lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale,

## **Décide :**

### **Article 1<sup>er</sup>**

La présente décision est applicable aux réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire (INB n<sup>os</sup> 127 et 128), Cattenom (INB n<sup>os</sup> 124, 125, 126 et 137), Flamanville (INB n<sup>os</sup> 108 et 109), Golfech (INB n<sup>os</sup> 135 et 142), Nogent-sur-Seine (INB n<sup>os</sup> 129 et 130), Paluel (INB n<sup>os</sup> 103, 104, 114 et 115), Penly (INB n<sup>os</sup> 136 et 140) et Saint-Alban/Saint-Maurice (INB n<sup>os</sup> 119 et 120).

L'annexe à la présente décision fixe les prescriptions auxquelles doit satisfaire EDF, dénommée ci-après « l'exploitant », pour la poursuite du fonctionnement de ses réacteurs de 1300 MWe, au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique.

### **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 et de radioprotection pourrait prendre en application des articles R. 593-38 et R. 593-40 de ce même code ;
- des prescriptions que l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection pourra adopter, après analyse du rapport de conclusion du réexamen de chacun des réacteurs, en application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement.

### **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 à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection celles mises en œuvre au cours de l'année précédente, ainsi que celles qui restent à effectuer et leur programmation.

Dans ce cadre, il présente les enseignements qu'il tire de la mise en œuvre sur les sites des dispositions issues du réexamen périodique. Il se prononce sur sa capacité industrielle et celle des intervenants extérieurs à réaliser dans les délais les actions mentionnées au précédent alinéa. En cas de risque de non-respect des échéances, il précise les mesures complémentaires qu'il met en œuvre pour remédier aux insuffisances constatées.

L'exploitant transmet les éléments mentionnés aux deux alinéas précédents à chacune des commissions locales d'information concernées et les rend publics.

#### **Article 4**

La présente décision peut être déférée devant le Conseil d'État par l'exploitant, dans un délai de deux mois à compter de sa date de notification.

#### **Article 5**

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

Fait à Montrouge, le 1<sup>er</sup> juillet 2025.

Le collège de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection,

Signé par :

Pierre-Marie ABADIE

Olivier DUBOIS

Stéphanie GUÉNOT BRESSON

Jean-Luc LACHAUME

Géraldine PINA

**Annexe**  
**à la décision n° 2025-DC-016 de l’Autorité de sûreté nucléaire**  
**et de radioprotection du 1<sup>er</sup> juillet 2025 fixant à la société Électricité**  
**de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales**  
**nucléaires de Belleville-sur-Loire (INB n<sup>os</sup> 127 et 128),**  
**Cattenom (INB n<sup>os</sup> 124, 125, 126 et 137), Flamanville (INB n<sup>os</sup> 108 et 109),**  
**Golfech (INB n<sup>os</sup> 135 et 142), Nogent-sur-Seine (INB n<sup>os</sup> 129 et 130),**  
**Paluel (INB n<sup>os</sup> 103, 104, 114 et 115), Penly (INB n<sup>os</sup> 136 et 140)**  
**et Saint-Alban/Saint-Maurice (INB n<sup>os</sup> 119 et 120) au vu des conclusions**  
**de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique**

Pour l’application de l’annexe à la présente décision :

- on entend par « rapport de conclusion du réexamen », le rapport prévu au premier alinéa de l’article L. 593-19 du code de l’environnement pour le quatrième réexamen périodique d’un réacteur nucléaire ;
- les définitions de l’article 1<sup>er</sup>.3 de l’arrêté du 7 février 2012 susvisé sont utilisées ;
- les termes « noyau dur » et « situations noyau dur » sont employés au sens des décisions du 21 janvier 2014 susvisées ;
- on entend par « réacteurs de type P4 », les réacteurs des centrales nucléaires de Paluel, de Flamanville et de Saint-Alban/Saint-Maurice ;
- on entend par « réacteurs de type P’4 », les réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire, de Cattenom, de Golfech, de Nogent-sur-Seine et de Penly ;
- on entend par « quatrième visite décennale », l’arrêt programmé du réacteur pour maintenance et renouvellement du combustible lors duquel est réalisé la requalification complète du circuit primaire principal en application de l’article 15 de l’arrêté du 10 novembre 1999 susvisé associée au quatrième réexamen périodique.

\*

\*       \*

**Conformité des installations, maîtrise du vieillissement et confinement des substances radioactives**

Résorption des écarts détectés

**[RP4-1300-CONF-A]** Sans préjudice des dispositions de la section 6 du titre II de l’arrêté du 7 février 2012 susvisé, l’exploitant résorbe, au plus tard lors de la quatrième visite décennale, les écarts qui auront été identifiés préalablement à celle-ci. En cas de difficulté particulière, l’exploitant justifie, dans le dossier accompagnant la demande d’accord mentionnée à l’article 2.4.1 de l’annexe à la décision du 15 juillet 2014 susvisée, le report de la résorption de ces écarts au-delà de la quatrième visite décennale et le calendrier associé.

Pour les écarts détectés au cours de cette visite décennale qui n’ont pas pu être corrigés lors de celle-ci, l’exploitant justifie le calendrier de leur résorption dans le cadre du dossier mentionné au premier alinéa.

Essais particuliers

**[RP4-1300-CONF-B]** I.– Au plus tard le 31 décembre 2025, l’exploitant justifie pour son programme d’essais particuliers le choix des réacteurs et, le cas échéant, des équipements sur lesquels les essais seront menés, ainsi que le calendrier associé au regard des objectifs de ces essais et de leurs conditions de réalisation.

II.– Pour ce qui concerne les essais physiques du cœur, l’échéance mentionnée au I est portée au 31 décembre 2026.

III.– Au plus tard le 31 décembre 2031, l'exploitant réalise l'ensemble des essais figurant dans son programme d'essais particuliers.

Fiabilité de la fonction de recirculation de l'eau présente au fond du bâtiment du réacteur lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire

**[RP4-1300-CONF-C]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant :

- vérifie la présence de dispositifs limitant la quantité de calorifuges mobilisables en situation de brèche sur les tuyauteries reliant les accumulateurs de l'injection de sécurité au circuit principal, ainsi que sur la ligne d'expansion du pressuriseur ;
- met en place de tels dispositifs, sur ces tuyauteries ainsi que sur la ligne d'expansion du pressuriseur, si elles n'en sont pas équipées.

II.– Au plus tard lors du deuxième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale des réacteurs n<sup>os</sup> 1 et 2 des centrales nucléaires de Paluel et de Cattenom et du réacteur n<sup>o</sup> 1 de la centrale nucléaire de Saint-Alban/Saint-Maurice, et au plus tard lors de la quatrième visite décennale des autres réacteurs, l'exploitant remplace, sur les tuyauteries primaires et les fonds primaires des générateurs de vapeur, les calorifuges susceptibles de libérer des fibres en cas de brèche en pied de générateur de vapeur.

Il vérifie qu'à l'issue de ces remplacements les conditions de température restent compatibles avec le fonctionnement des matériels nécessaires à la sûreté de l'installation en situation normale, incidentelle ou accidentelle et met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires.

III.– L'exploitant :

- effectue, au plus tard le 31 décembre 2027, les enquêtes nécessaires dans le bâtiment du réacteur pour identifier les lignes contenant des calorifuges de type « Microtherm » et les lignes auxiliaires, dont le diamètre est strictement supérieur à 50 mm, équipées de calorifuges de type « Protect 1000S ». Il transmet dans le même délai à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection les résultats de ces enquêtes ainsi que les quantités mobilisables de calorifuge de type « Protect 1000S » en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe ;
- achève, au plus tard lors de la quatrième visite décennale, le remplacement des calorifuges de type « Microtherm » du bâtiment du réacteur. Il remplace dans le même délai le calorifuge de type « Protect 1000S » de manière à ce que la quantité mobilisable en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire soit au maximum équivalente à 75 % de la quantité qu'il a retenue dans sa démonstration de la fiabilité de la fonction de recirculation.

Il vérifie qu'à l'issue de ces remplacements les conditions de température restent compatibles avec le fonctionnement des matériels nécessaires à la sûreté de l'installation en situation normale, incidentelle ou accidentelle et met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires.

Marge de puissance attendue pour les groupes électrogènes de secours principaux

**[RP4-1300-CONF-D]** Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant assure, avec un haut niveau de confiance, l'alimentation de l'ensemble des matériels secourus par chaque groupe électrogène de secours principal dans toutes les situations de la démonstration de sûreté. À ce titre, le bilan de puissance de chaque groupe électrogène de secours principal présente une marge d'au moins 5 %. L'exploitant met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires et retient cette marge dans son rapport de sûreté.

Maîtrise du vieillissement des piquages moulés de la branche froide de la ligne d'injection de sécurité des réacteurs n<sup>os</sup> 1 et 2 de la centrale nucléaire de Paluel

**[RP4-1300-CONF-E]** Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale des réacteurs n<sup>os</sup> 1 et 2 de la centrale nucléaire de Paluel, l'exploitant remplace les piquages 75P et 76P du réacteur n<sup>o</sup> 1 ainsi que les piquages 79P et 80P du réacteur n<sup>o</sup> 2.

### Confinement des substances radioactives pour les situations d'accident avec fusion du cœur

**[RP4-1300-CONF-F]** Au plus tard le 31 décembre 2026, l'exploitant évalue l'étanchéité du tampon d'accès des matériels au niveau de ses joints en situation d'accident avec fusion du cœur, notamment sur la base d'essais représentatifs des conditions d'ambiance subies par ces joints dans ces situations. À la même échéance, il définit les éventuelles dispositions nécessaires pour assurer cette étanchéité et le calendrier associé.

**[RP4-1300-CONF-G]** Au plus tard le 31 décembre 2025, l'exploitant justifie la maîtrise du confinement des substances radioactives en situation d'accident avec fusion du cœur, compte tenu des revêtements d'étanchéité placés à l'intrados de la paroi interne de l'enceinte de confinement qu'il a choisi de valoriser et des performances attendues de l'enceinte de confinement et des systèmes associés.

\*  
\*       \*

### **Risques associés aux agressions**

#### Aléas associés aux températures extérieures

**[RP4-1300-AGR-A]** Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant retient, dans son référentiel « grands chauds », des températures extrêmes  $T_E$  et  $T_{min}$  associées à la canicule définies en considérant :

- une fréquence de dépassement annuelle inférieure ou égale à  $10^{-2}$  (borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 %) intégrant l'évolution climatique jusqu'au réexamen périodique suivant. Cette évolution climatique tient compte des tendances climatiques correspondant à une région pertinente pour le site concerné ;
- les valeurs enveloppes du retour d'expérience pertinent pour le site.

#### Risques liés à l'incendie

**[RP4-1300-AGR-B]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les modifications nécessaires identifiées par les études de maîtrise des risques liés à l'incendie relevant de la démonstration de sûreté.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les modifications d'exploitation nécessaires pour limiter les entreposages transitoires de matière combustible à des volumes cohérents avec les hypothèses des études de maîtrise des risques mentionnées au I. Il définit les mesures à mettre en place en cas de dépassement. Pour les réacteurs des centrales nucléaires de Paluel et de Cattenom, cette échéance est portée à un mois après le quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

#### Risques liés au séisme

**[RP4-1300-AGR-C]** I.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les renforcements nécessaires des systèmes, structures et composants pour assurer la tenue du noyau dur à l'aléa sismique qu'il a défini en application de la prescription [ECS-ND7] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées.

II.– Pour les réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire et de Saint-Alban/Saint-Maurice, l'exploitant étudie au plus tard le 31 décembre 2027 les possibilités de renforcement permettant de faire face à des niveaux d'aléa sismique plus élevés que ceux mentionnés au I pour tenir compte des incertitudes sur la détermination de l'aléa extrême et les éventuels effets de site particuliers. Il définit les éventuelles modifications à mettre en œuvre au regard des enjeux pour la sûreté. Il les déploie au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

### Risques liés à l'inondation interne

**[RP4-1300-AGR-D]** I.– Au plus tard le 30 juin 2026, l'exploitant définit la démarche qu'il retient pour déterminer les vannes présentant le plus d'enjeux pour les études des risques liés à l'inondation interne et les exigences associées.

II.– Au plus tard le 31 décembre 2028, l'exploitant identifie ces vannes pour chaque réacteur.

III.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre pour ces vannes les dispositions d'exploitation nécessaires.

### Risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie

**[RP4-1300-AGR-E]** I.– Au plus tard le 31 décembre 2025, l'exploitant vérifie les hypothèses retenues dans ses études de troisième niveau des risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, au regard de la configuration réelle d'au moins un réacteur de type P4 et un réacteur de type P'4. À la même échéance, il prend position sur la nécessité d'étendre le périmètre de ces vérifications.

II.– Au plus tard le 31 décembre 2026, l'exploitant dresse un bilan des vérifications ainsi réalisées, le cas échéant sur un périmètre étendu, et prend position sur la nécessité de mettre à jour ses études.

III.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met à jour la démonstration de maîtrise des risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie au regard du bilan établi au II, si nécessaire en déployant des modifications.

\*  
\*            \*

## **Études des accidents affectant le réacteur**

### Prévention du risque de surpression à froid du circuit primaire principal

**[RP4-1300-Étude-A]** Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les modifications nécessaires pour assurer la protection du circuit primaire contre les surpressions à froid dans les états où le système de refroidissement à l'arrêt est connecté.

\*  
\*            \*

## **Études des accidents affectant la piscine d'entreposage du combustible**

### Système d'appoint et de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible

**[RP4-1300-PISC-A]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre l'ensemble des parties fixes pérennes de l'appoint à la piscine d'entreposage du combustible depuis la source d'eau ultime prévues en réponse aux prescriptions [ECS-16] de l'annexe aux décisions du 26 juin 2012 susvisées et [ECS-ND2] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées, et en assure le suivi en exploitation. À cette échéance, ce système est un élément important pour la protection pour lequel l'exploitant identifie les exigences définies associées.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre le système de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible prévu en réponse aux prescriptions [ECS-16] de l'annexe aux décisions du 26 juin 2012 susvisées et [ECS-ND2] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées et en assure le suivi en exploitation.

III.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, les moyens permettant d'assurer les fonctions de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible et d'appoint en eau ultime à cette piscine font partie du noyau dur.

#### Études des accidents affectant la piscine d'entreposage du combustible

**[RP4-1300-PISC-B]** Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant intègre, dans un chapitre dédié du rapport de sûreté, les règles d'étude associées à la démonstration de sûreté de la piscine d'entreposage du combustible ainsi que les situations d'incident et d'accident retenues.

Ce chapitre inclut les situations suivantes :

- les situations de perte de refroidissement partielle ou totale de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible, en postulant l'occurrence d'un aggravant ;
- les situations de rupture de tuyauterie sur un tronçon isolable connecté à la piscine d'entreposage du combustible, en postulant l'occurrence d'un aggravant ;
- les situations affectant la piscine du bâtiment d'entreposage du combustible et du bâtiment du réacteur pouvant être induites par la défaillance, en cas de séisme induisant un manque de tension électrique externe, d'un équipement non classé sismique, lorsque les deux piscines sont ou non en communication via le tube de transfert, en postulant l'occurrence d'un aggravant.

À la même échéance, il met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires.

**[RP4-1300-PISC-C]** I.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant retient, comme état sûr des études du rapport de sûreté mentionnées à la prescription [PISC-B], un état qui se caractérise par une absence d'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible et une reprise du refroidissement en boucle fermée.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant définit et met en œuvre les dispositions nécessaires pour améliorer la prévention des situations initiées par une brèche sur le tronçon commun au système de refroidissement et au système de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible et prévoit les dispositions de gestion post-accidentelle pour atteindre à terme un état sans ébullition dans ces situations.

\*  
\*       \*

### **Études des accidents avec fusion du cœur**

#### Dispositif de stabilisation du corium

**[RP4-1300-AG-A]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les dispositions techniques de maintien à sec des locaux dans lesquels le corium est susceptible de s'étaler, celles permettant cet étalement et celles assurant le renoyage passif par de l'eau, prévues en réponse à la prescription [ECS-ND16] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées, visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur. Dans ce cadre :

1. Pour les réacteurs nécessitant l'étalement du corium dans une zone complémentaire, l'exploitant dimensionne les dispositifs de délimitation de cette zone en tenant compte des quantités d'eau susceptibles d'être présentes en partie basse du bâtiment du réacteur en situation accidentelle ;
2. L'exploitant recherche les améliorations techniques possibles en ce qui concerne les portes et les murets participant à la délimitation de la zone d'étalement afin de limiter les risques d'arrivée non voulue d'eau ou d'étalement non maîtrisé du corium.

II.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant épaissit le radier du puits de cuve. Dans ce cadre, il optimise la conception des solutions retenues au regard de la configuration réelle de chaque réacteur et des contraintes de chantier en vue de limiter autant que possible l'ablation du radier existant.

Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

**[RP4-1300-AG-B]** Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre le dispositif du noyau dur d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement (EAS-ND) et dispose de la source froide ultime (SFu), prévus en réponse au troisième alinéa du III de la prescription [ECS-ND1] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées, permettant l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif de décompression et de filtration.

Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement avec mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

**[RP4-1300-AG-C]** Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant renforce le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement afin qu'il reste opérationnel après un séisme majoré de sécurité (SMS).

Gestion des eaux contaminées

**[RP4-1300-AG-D]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, afin de réduire le risque de contamination des eaux souterraines après un accident ayant conduit à la fusion du cœur, l'exploitant met en œuvre les moyens permettant de limiter les fuites d'eau contaminée en dehors du bâtiment du réacteur et du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant dispose des moyens nécessaires pour réduire la contamination de l'eau présente dans le bâtiment du réacteur après un accident ayant conduit à la fusion du cœur et s'assure de leur caractère opérationnel sur site.

III.– Au plus tard deux ans après la remise du rapport de conclusion du réexamen de chaque réacteur, afin de limiter l'ampleur et la durée de la contamination des eaux dans le milieu en cas de fuite d'eau contaminée en dehors des bâtiments après un accident ayant conduit à la fusion du cœur, l'exploitant définit, au regard des enjeux pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, les éventuelles dispositions à mettre en œuvre afin de limiter la dissémination de substances radioactives, par le sol et les eaux souterraines, en dehors du site et le calendrier associé.

\*  
\*       \*  
\*

**Noyau dur**

Alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur faisant partie du noyau dur

**[RP4-1300-ND-A]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre la modification de l'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur, ainsi que la disposition de réalimentation de la bêche correspondante depuis la source d'eau ultime, prévues en réponse au deuxième alinéa du III de la prescription [ECS-ND1] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, les moyens permettant l'évacuation de la puissance résiduelle par le circuit secondaire en situation noyau dur font partie du noyau dur.

Moyen de secours de l'injection aux joints des groupes motopompes primaires

**[RP4-1300-ND-B]** I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre un nouveau moyen de secours de l'injection aux joints des groupes motopompes primaires afin de pouvoir injecter de l'eau borée lorsque le circuit primaire est à haute pression.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, ce moyen fait partie du noyau dur.

### Déploiement complet du noyau dur

**[RP4-1300-ND-C]** Sans préjudice des dispositions de la présente décision et des décisions du 21 janvier 2014 susvisées, l'exploitant met en œuvre l'ensemble des autres dispositions du noyau dur au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

\*  
\*       \*

## **Facteurs organisationnels et humains**

### Capacité des intervenants à réaliser les actions locales

**[RP4-1300-FOH-A]** I.– Au plus tard le 30 juin 2026, l'exploitant vérifie la capacité des intervenants à accéder aux emplacements prévus et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en cas d'accident ou d'agression en tenant compte des conditions d'intervention dans les situations concernées.

À la même échéance, l'exploitant définit les éventuelles modifications à mettre en œuvre et le calendrier associé.

II.– Au plus tard le 31 décembre 2028, l'exploitant vérifie la capacité des intervenants à accéder aux emplacements prévus et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en situation noyau dur pour la prévention de la fusion du cœur et la limitation de ses conséquences, en tenant compte des conditions d'intervention dans les situations concernées.

À la même échéance, l'exploitant définit les éventuelles modifications à mettre en œuvre et le calendrier associé.

\*  
\*       \*

## **Maîtrise des inconvénients présentés par le fonctionnement normal**

### Traitement des effluents

**[RP4-1300-INC-A]** I.– Au plus tard le 31 décembre 2027, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection une évaluation des performances des systèmes de ses réacteurs participant à la réduction des prélèvements d'eau ou des rejets d'effluents chimiques ou radioactifs dans l'environnement. Cette évaluation intègre notamment les spécificités de chaque site et celles du milieu naturel.

Au plus tard le 31 décembre 2030, il précise, pour les systèmes concernés, les actions de rénovation, d'exploitation ou de maintenance préventive qu'il met en place pour garantir dans la durée leur performance au regard de la maîtrise des inconvénients. Ces actions sont assorties d'un calendrier de mise en œuvre.

II.– Pour ce qui concerne les systèmes participant à la production d'eau déminéralisée, ces échéances sont respectivement portées au 31 décembre 2030 et au 31 décembre 2033.

### Études d'impact des installations

**[RP4-1300-INC-B]** I.– Au plus tard lors de la remise du premier rapport de conclusion du réexamen de chaque site, l'exploitant consolide les mises à jour de l'étude d'impact réalisées jusqu'à cette date sous la forme prévue par les articles R. 122-5 et R. 593-17 du code de l'environnement. Dans ce cadre, il veille :

- à tenir compte de l'évolution de l'état des connaissances, notamment en matière d'évaluation des impacts des rejets des installations et d'évolution de l'environnement du site ;
- à décrire l'incidence des installations sur le climat et la vulnérabilité des installations au changement climatique, notamment en ce qui concerne les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau.

Il peut fonder son étude sur des données et analyses existantes quand celles-ci sont encore pertinentes, en particulier quand il a évalué certains impacts sur l'environnement lors de modifications récentes.

En l'absence d'évolution significative répertoriée, l'exploitant peut reconduire les éléments existants sur la connaissance du milieu devant figurer dans la description des aspects pertinents de l'état de l'environnement.

II. – Dans le même délai, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection une analyse des pratiques d'exploitation de chaque site portant sur les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau, en tenant compte :

- des données actualisées disponibles des évolutions hydro-climatiques, notamment en ce qui concerne les débits d'étiage et les températures maximales des cours d'eau ;
- des enjeux particuliers de la ressource en eau, notamment les orientations définies par les acteurs publics territoriaux, les autres usages et les effets possibles de cumul avec d'autres activités existantes.

III.– Dans le même délai, l'exploitant précise les améliorations contribuant à la réduction des impacts de ses installations sur l'environnement qu'il prévoit au regard des conclusions de l'étude d'impact mentionnée au I, de l'analyse mentionnée au II et des meilleures techniques disponibles, ainsi que le calendrier de mise en œuvre associé.