

**INB n°24, dénommée Cabri, et exploitée par le  
commissariat à l'énergie atomique et aux énergies  
alternatives (CEA) • Cadarache sur la commune de  
Saint-Paul-lez-Durance (Bouches-du-Rhône)**

---

## **Analyse du rapport de conclusion de réexamen périodique de l'INB n° 24**

**Rapport à l'attention de Monsieur le ministre de  
l'Économie, des Finances et de la Souveraineté  
industrielle et numérique**

---

CODEP-DRC-2025-017160 • Juin 2025

# Sommaire

|                                                                                       |           |
|---------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <b>Références.....</b>                                                                | <b>4</b>  |
| <b>1. Introduction .....</b>                                                          | <b>7</b>  |
| <b>2. Présentation de l'installation .....</b>                                        | <b>8</b>  |
| 2.1. Présentation générale.....                                                       | 8         |
| 2.2. Fonctionnement du réacteur .....                                                 | 9         |
| 2.2.1. Cœur nourricier et barres transitoires .....                                   | 10        |
| 2.2.2. Boucle à Eau Pressurisée (BEP) .....                                           | 11        |
| 2.3. Contexte administratif .....                                                     | 11        |
| <b>3. Analyse du dossier d'orientation du réexamen .....</b>                          | <b>11</b> |
| <b>4. Analyse du dossier de réexamen.....</b>                                         | <b>12</b> |
| 4.1. Recevabilité .....                                                               | 12        |
| 4.2. Méthodologie de l'instruction.....                                               | 12        |
| <b>5. Analyse de l'examen de conformité .....</b>                                     | <b>13</b> |
| 5.1. Examen de conformité des équipements .....                                       | 13        |
| 5.1.1. Élément combustible .....                                                      | 14        |
| 5.1.2. EIP liés à la prévention du risque de criticité .....                          | 14        |
| 5.1.3. Distribution électrique.....                                                   | 14        |
| 5.2. Maîtrise du vieillissement .....                                                 | 14        |
| 5.3. Définition AIP .....                                                             | 15        |
| <b>6. Examen de la réévaluation .....</b>                                             | <b>16</b> |
| 6.1. Retour d'expérience.....                                                         | 16        |
| 6.2. Risques d'origine nucléaire .....                                                | 16        |
| 6.2.1. Risque de dissémination de substances radioactives.....                        | 16        |
| 6.2.2. Risque d'exposition externe aux rayonnements ionisants.....                    | 17        |
| 6.3. Risques d'origine interne.....                                                   | 17        |
| 6.3.1. Risque lié à l'incendie .....                                                  | 17        |
| 6.4. Risques liés aux manutentions.....                                               | 19        |
| 6.4.1. Risque de criticité associé à la manutention des éléments combustibles du cœur | 21        |
| 6.4.2. Risque sodium.....                                                             | 21        |
| 6.5. Risques d'origine externe.....                                                   | 22        |
| 6.5.1. Risque inondation .....                                                        | 22        |
| 6.5.2. Risques neige et vent .....                                                    | 22        |
| 6.5.3. Risque des grands chauds et grands froids.....                                 | 23        |
| 6.5.4. Risque lié au séisme.....                                                      | 23        |
| 6.6. Cumul d'évènements .....                                                         | 25        |

|                                                                                   |           |
|-----------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <b>7. Prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima .....</b> | <b>26</b> |
| 7.1. Évaluations complémentaires de sûreté .....                                  | 26        |
| 7.2. Objectif Prioritaire de Réalisation 9 (OPR) .....                            | 26        |
| 7.3. Robustesse des systèmes, structures et composants en cas de SND.....         | 26        |
| 7.3.1. Poste de repli et son instrumentation .....                                | 27        |
| 7.3.2. Ensemble poutres support du bloc-cœur .....                                | 27        |
| 7.3.3. Sabots des poutres support du bloc-cœur et ancrage des sabots.....         | 28        |
| 7.3.4. Bloc-cœur .....                                                            | 28        |
| 7.3.5. Réservoirs d'eau du cœur .....                                             | 28        |
| 7.3.6. Agresseurs potentiels des SSC .....                                        | 29        |
| 7.4. Prescription CEA-INB24-03 .....                                              | 29        |
| <b>8. Autres pièces du référentiel .....</b>                                      | <b>30</b> |
| <b>9. Perspectives pour les années à venir .....</b>                              | <b>31</b> |
| <b>10. Conclusions sur la poursuite de l'exploitation .....</b>                   | <b>32</b> |
| <b>Annexes .....</b>                                                              | <b>33</b> |
| <b>Sigles, abréviations et dénominations .....</b>                                | <b>33</b> |

# Références

- [1] Courrier CEA - DPSN DIR 2017-399 du 30 octobre 2017 - INB n°24 – CABRI – Rapport de réexamen de sûreté
- [2] Courrier ASN CODEP-DRC-2018-028123 du 15 octobre 2018
- [3] Courrier CEA DEN/CAD/DIR/CSN DO 78 du 31 janvier 2019
- [4] Lettre du 27 mai 1964 du CEA portant notamment déclaration de CABRI/SCARABEE, de RAPSODIE/LDAC, de l'atelier de technologie du plutonium (ATPu), de la station de traitement des effluents et déchets solides sur le centre d'études nucléaires de Cadarache (Bouches-du-Rhône)
- [5] Décret n°2006-320 du 20 mars 2006 autorisant le Commissariat à l'énergie atomique à modifier l'installation nucléaire de base n° 24 dénommée Cabri du site de Cadarache, située sur le territoire de la commune de Saint-Paul-lez-Durance (Bouches-du-Rhône)
- [6] Décision ASN CODEP-CLG-2015-041738 portant accord sur la divergence de l'installation Cabri modifiée
- [7] Décision ASN CODEP-DRC-2018-006212 autorisant la réalisation du premier essai expérimental actif dans la BEP
- [8] Décret n° 2022-1108 du 2 août 2022 modifiant le décret n° 2006-320 du 20 mars 2006 autorisant le Commissariat à l'énergie atomique à modifier l'installation nucléaire de base n° 24 dénommée « Cabri » du site de Cadarache, située sur le territoire de la commune de Saint-Paul-lez-Durance (Bouches-du-Rhône)
- [9] Courrier ASN - CODEP-DRC-2012-001439 du 28 février 2012 - INB 24 - CABRI - Dossier de déclaration de modification - Accord sous réserves à la mise en œuvre d'une modification - Rechargement du cœur
- [10] Courrier CEA – DG/CEACAD/DSN/DO 521 du 5 août 2020 : « INB N°24 : Réacteur CABRI – Engagements du CEA à la suite de la réunion préparatoire du 7 juillet 2020 relative au dossier de réexamen périodique »
- [11] Courrier CEA DG/CEACAD/CSN DO 2021-339 du 12 mai 2021
- [12] Décision n°CODEP-MRS-2022-010050 du Président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 1er mars 2022 autorisant le CEA à modifier de manière notable les modalités d'exploitation autorisées de CABRI (INB n° 24)
- [13] Note technique CEA - RET.92.100.03 du 29 novembre 2010 : « Requalification sismique du bloc pile CABRI – Prise en compte du couplage fluide-structure »
- [14] Note technique CEA - 210 PR 1800 NC 17 003 001 du 15 septembre 2017 : « Bloc coeur CABRI - Diagnostic de la tenue au séisme SMS – Prise en compte des interactions fluide-structure – Note de calcul ».
- [15] Courrier DSSN DIR 2019-413 du 9 août 2019 de demande de modification du décret d'autorisation de création

- [16] Courrier ASN CODEP-DRC-2022-007314 du 11 avril 2022
- [17] Dossier d'orientation du réexamen de l'INB n°24 - référencé DEN/CAD/DER/SRES/DIR/DS 076 indice 3 du 25 novembre 2015 - « Note initiale de réexamen de sûreté INB 24 – CABRI »
- [18] Courrier ASN - CODEP-DRC-2016-021044 du 30 juin 2016 - « INB n°24 – Cabri – Réexamen périodique – Dossier d'orientation du réexamen (DOR) »
- [19] Avis IRSN n° 2020-00178 du 10 novembre 2020 et le rapport IRSN n° 2020-00828 du 10 novembre 2020 établi en support à l'avis précité
- [20] Avis IRSN n° 2021-00102 du 15 juin 2021 et le rapport IRSN n° 2021-00439 du 15 juin 2021 établi en support à l'avis précité
- [21] Courrier ASN CODEP-MRS-2019-025918 à la suite de l'inspection réexamen de l'INB n°24
- [22] Courrier CEA DG/CEACAD/CSN/DO 522 du 5 août 2020 de positionnement du CEA à l'égard des recommandations et observations non prises en engagement à la suite de la réunion préparatoire du 7 juillet 2020 relative au dossier de réexamen périodique
- [23] Décision n° 2025-DC-013 de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection du 27 mai 2025 fixant les prescriptions applicables à l'INB n° 24, dénommée Cabri, au vu des conclusions de son réexamen périodique
- [24] Courrier ASNR CODEP-DRC-2025-018313 du 11 juin 2025 – Lettre de suite au vu des conclusions de son réexamen périodique l'INB n° 24
- [25] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
- [26] Courrier ASN - CODEP-MRS-2016-034205 du 7 septembre 2016
- [27] Guide AIEA SSG-10 relatif à la maîtrise du vieillissement des réacteurs de recherche
- [28] Guide CEA – CEA/DEN/CAD/DIR/CSN DO 384 du 15 juin 2016 - Guide pour l'établissement des listes des EIP et AIP des INB du centre de Cadarache
- [29] Note technique CEA - DEN/CAD/D2S/SPR DO 566 du 31 mai 2017 : « Étude de poste dosimétrique sur l'installation CABRI »
- [30] Note technique CEA - DEN/CAD/D2S/SPR DO 1236 du 25 novembre 2019 : « Étude de poste dosimétrique sur l'installation CABRI »
- [31] Rapport IRSN – 2018-00012 en prévision de la réunion des Groupes permanents d'experts pour les Usines et les Déchets des 27 et 28 juin 2018 : « Stratégie de démantèlement des installations du CEA et mise à jour de la stratégie de gestion des matières et déchets radioactifs »
- [32] Note de synthèse CEA - DEN/CAD/DER/SRES/LEXIC/NT 249 indice 2 du 27 octobre 2017 : « Rapport de réexamen de sûreté »
- [33] Avis IRSN - 2014-00135 du 2 avril 2014 : « CEA/Cadarache - INB n°24 – CABRI - Étude du risque d'inondation externe - Réponse à l'engagement 3.2E1 »
- [34] Guide n°13 de l'ASN du 8 janvier 2013
- [35] Courrier ASN CODEP-DRC-2021-017735 et CODEP-DCN-2021-017553 du 27 mai 2021
- [36] Présentation Générale de la Sûreté de l'Établissement indice F du 27 juillet 2017
- [37] Note technique CEA – 203 GECIV NTE 14 014 Indice B du 27 septembre 2016 : « Note de synthèse des valeurs des actions climatiques à prendre en compte pour la conception, les réexamens de sûreté et la rénovation des ouvrages de génie civil situés sur le site de Cadarache »
- [38] Courrier ASN - CODEP-MRS-2016-034198 du 26 août 2016

- [39]** Décision n° 2011-DC-0224 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant au Commissariat à l'Energie Atomique et aux énergies alternatives (CEA) 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
- [40]** Courrier CEA - CEA/DEN/CAS/DER/SRES/DIR DO 587 du 12 septembre 2012
- [41]** Courrier CEA - AG/2013-214 du 10 juin 2013 - Évaluation complémentaire de sûreté (ECS) – Groupe permanent relatif à l'examen du lot 2- OPR du CEA
- [42]** Décision n°2015-DC-0478 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 8 janvier 2015 fixant au Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) des prescriptions complémentaires relatives aux conclusions des évaluations complémentaires de sûreté, applicables à l'installation nucléaire de base n°24 (dénommée CABRI), située sur le site de Cadarache (Bouches-du-Rhône).
- [43]** Décision n°2015-DC-0479 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 8 janvier 2015 fixant au Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), au vu des conclusions de l'évaluation complémentaire de sûreté (ECS), des prescriptions applicables pour l'exploitation de ses installations nucléaires de base situées dans son centre de Cadarache (Bouches-du-Rhône)
- [44]** Guide n°6 de l'ASN du 30 août 2016
- [45]** Plan de démantèlement de l'INB n°24 SRES/LEXIC/NT/192 Indice 1 du 6 avril 2017
- [46]** Décret n° 2016-283 du 10 mars 2016 relatif à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
- [47]** Compte-rendu d'événement significatif – DG/CEACAD/CSN DO 2021-659 du 24 septembre 2021: « CEA CADARACHE – INB 24 CABRI - Mise à jour du CRES de l'événement significatif déclaré le 25 septembre 2020 – Défaut d'étanchéité de la double enveloppe du circuit « eau du cœur »
- [48]** Compte-rendu d'événement significatif - DG/CEACAD/CSN DO 2021-683 du 4 octobre 2021 : « CEA CADARACHE – INB 24 CABRI – CRES définitif de l'évènement significatif déclaré le 17 février 2021 : « Constat de présence d'eau lors du contrôle d'étanchéité du canal hodoscope Nord »
- [49]** Décision n° CODEP-MRS-2024-017730 du Président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 24 avril 2024 relative à l'autorisation de modification de l'INB n° 24 et portant sur la réparation sous eau du tympan du canal d'irradiation nord du réacteur de CABRI

## 1. Introduction

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

L'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) exerce le contrôle de l'ensemble des installations nucléaires civiles françaises. Ces installations font régulièrement l'objet d'inspections de la part de l'ASNR. En outre, les écarts déclarés par l'exploitant, ainsi que les actions prises pour les corriger et éviter qu'ils ne puissent se reproduire, sont également analysés par l'ASNR. Enfin, les modifications notables des installations, en dehors de celles nécessitant la modification de leur décret d'autorisation, sont soumises soit à autorisation de l'ASNR au titre des articles R. 593-55 à R. 593-58 du code de l'environnement, soit à déclaration auprès de l'ASNR en application de l'article R. 593-59 du même code.

En complément de ce contrôle régulier, l'exploitant est tenu de réexaminer tous les dix ans la maîtrise des risques et inconvénients de son installation, conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement.

Le réexamen périodique d'une installations nucléaire de base (INB) a pour objectif, d'une part, d'examiner en profondeur l'état de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables et, d'autre part, d'améliorer son niveau de maîtrise des risques et inconvénients en tenant compte de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances, des règles applicables aux installations similaires et des meilleurs pratiques internationales.

L'exploitant doit fournir un rapport à l'ASNR et au ministre chargé de la sûreté nucléaire, qui présente les conclusions du réexamen périodique mené, les dispositions que l'exploitant envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la maîtrise des risques et inconvénients de l'installation et la justification de l'aptitude de l'installation à fonctionner jusqu'au prochain réexamen périodique dans des conditions satisfaisantes.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), exploitant de l'INB n° 24, dénommée Cabri, a adressé à l'ASNR le rapport de conclusions du réexamen périodique de l'installation en octobre 2017 [1]. A la suite des demandes de l'ASNR [2], le dossier a été complété par le CEA en 2019 [3].

Le présent rapport formalise l'analyse réalisée par l'ASNR du rapport de conclusions du réexamen périodique de l'INB n° 24 (Cabri).

## 2. Présentation de l'installation

### 2.1. Présentation générale

Le Centre du CEA/Cadarache, d'une superficie de 1600 hectares, dont 900 clôturés, est implanté à l'extrémité nord-est du département des Bouches-du-Rhône, sur la commune de Saint-Paul-Lez-Durance à 15 kilomètres de Manosque, à 25 kilomètres de Pertuis, à 35 kilomètres de Saint-Maximin-la-Ste-Baume, à 35 kilomètres d'Aix-en-Provence et à 60 kilomètres de Marseille. Il est situé près du confluent de la Durance et du Verdon, à proximité des départements des Alpes-de-Haute-Provence, du Vaucluse et du Var.

L'Installation Nucléaire de Base n° 24 (Cabri) est implantée à l'extrémité Sud-Est du site du CEA/Cadarache, dans la zone dénommée « Quartier du Médecin » (voir Figure 1). L'exploitant nucléaire de cette INB est le Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives (CEA).

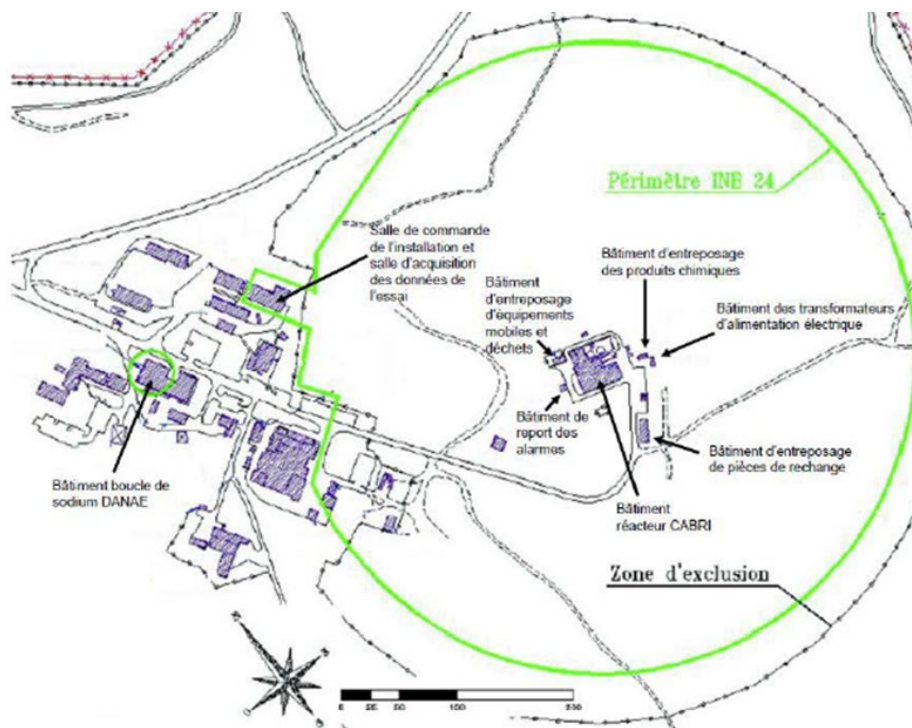


Figure 1 : Périmètre de l'INB n°24 sur le site du CEA/Cadarache

L'installation est constituée des bâtiments suivants :

- bâtiment 222, qui est le bâtiment principal de l'installation, et qui comprend le bâtiment réacteur proprement dit, des locaux abritant les composants des circuits et le sodium provenant de l'ancienne boucle expérimentale (dits « locaux sodium »), ainsi que des locaux annexes regroupant l'ensemble des systèmes fonctionnels nécessaires à l'exploitation du réacteur (équipements électrotechniques, ventilation, batteries...);
- bâtiment 788, dédié à l'entreposage de déchets sodés, d'équipements liés à l'exploitation du réacteur ; un poste de repli utilisé pour la surveillance post-accidentelle de l'installation est en outre implanté dans ce bâtiment ;
- bâtiment 223 abritant la salle de commande du réacteur, la salle des expérimentateurs et la salle d'acquisition des mesures expérimentales ;

- bâtiments annexes :

- bâtiment 233 : bâtiment destiné à l'entreposage de matériels, de déchets irradiants ou industriels spécifiques ou banals en attente de leur évacuation ;
- bâtiment 235 : bâtiment destiné à l'entreposage de pièces de rechange neuves ;
- bâtiment 287 : bâtiment abritant la station de production d'eau adoucie ;
- bâtiment 288 : bâtiment abritant l'ancienne boucle en sodium DANAÉ et la tonne de sodium non contaminé sous forme solide replié dans son réservoir ;
- bâtiment 783 : bâtiment abritant les baies d'acquisition et de traitement des informations déportées au PC Sécurité du Centre par le réseau de téléalarme.

La Figure 2 présente une vue de ces différents bâtiments au sein de l'installation.



Figure 2 : Bâtiments de l'INB n°24

L'INB n°24 est un réacteur d'expérimentation de type piscine d'une puissance thermique maximale de 25 MW en régime stabilisé. Il permet d'étudier le comportement du combustible, en reproduisant à une échelle réduite au niveau d'un crayon combustible, les effets de situations accidentelles qui pourraient se produire dans des réacteurs de puissance – allant le cas échéant jusqu'à la rupture du crayon. Ces expérimentations consistent en une excursion de puissance jusqu'à plusieurs milliers de MW durant une fraction de seconde (« flash »).

## 2.2. Fonctionnement du réacteur

Le réacteur est composé :

- d'un cœur constitué d'éléments combustibles de type  $\text{UO}_2$  en disposition de type piscine (aussi appelé « bloc-cœur » ou « cœur nourricier ») ;
- d'un système de barres transitoires munies de vannes pneumatiques permettant de libérer un gaz neutrophage afin de réaliser l'injection de réactivité ;

- d'une boucle à eau pressurisée (BEP) fonctionnant dans des conditions thermo-hydrauliques similaires à celles rencontrées dans un REP et dont la partie située au centre du cœur nourricier (appelée « cellule en pile » ou « bloc-pile ») accueille le crayon combustible à tester, lui-même inséré dans un dispositif d'essai.

### 2.2.1. Cœur nourricier et barres transitoires

Le fonctionnement du réacteur en puissance est intermittent (la durée de fonctionnement du réacteur à une puissance supérieure à 100 kW est inférieure à 8 heures par an, à raison de 5 essais par an) afin de respecter le taux de défaillance du contrôle commande des barres transitoires (BCS). En dehors des périodes de réalisation des essais, le réacteur Cabri est à l'arrêt, les BCS du réacteur sont en position basse, et le cœur est refroidi en convection naturelle.

Le cœur nourricier de Cabri est un réseau de 7 x 6 assemblages dans lequel les 6 emplacements centraux sont retirés pour permettre l'implantation de la cellule en pile avec la boucle d'essai dont elle fait partie. Le combustible qui le compose est en dioxyde d'uranium, d'une teneur isotopique de 6 % en Uranium-235, gainé en acier inoxydable. Le cœur est contrôlé par 6 BCS matérialisés en vert sur la figure ci-après.

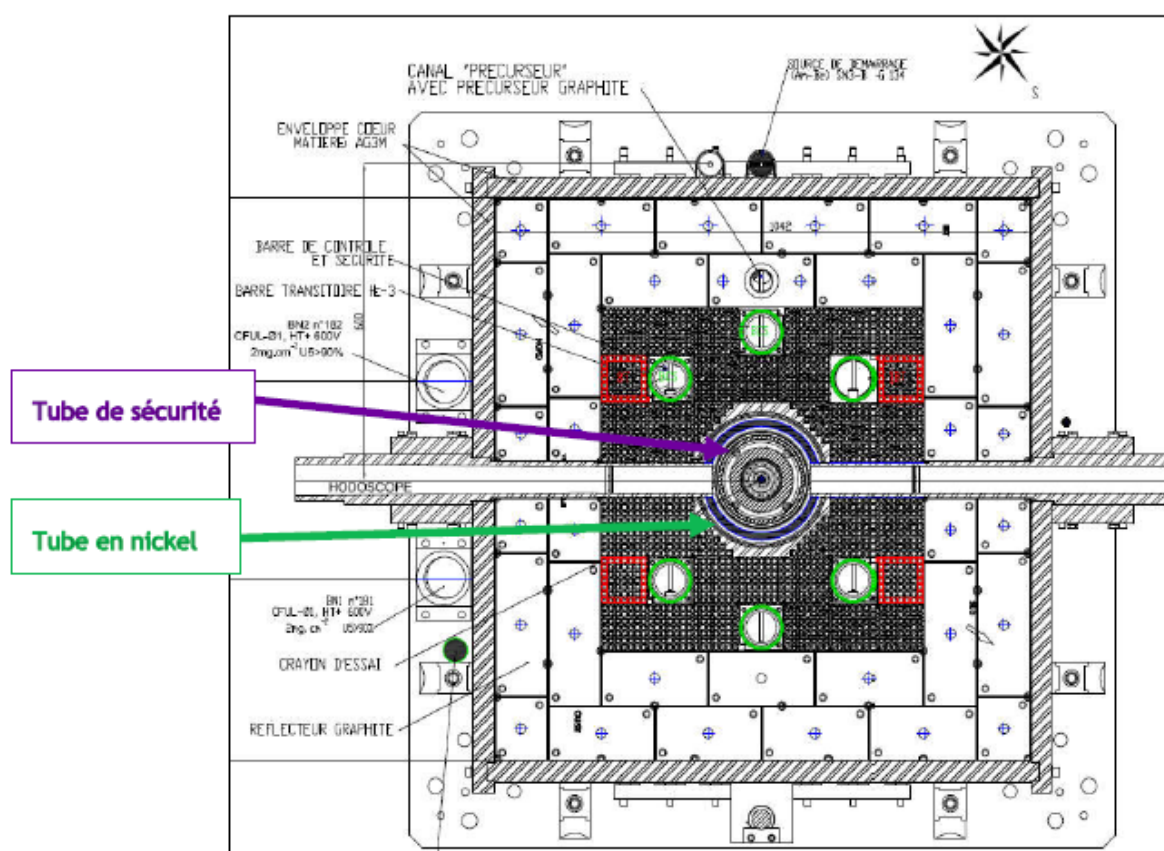


Figure 3 : Cœur nourricier de l'installation Cabri

Il est équipé en outre de 4 barres transitoires (matérialisées en rouge sur la figure ci-dessus) remplies d'hélium 3 sous pression (gaz absorbant les neutrons). La dépressurisation rapide de ces barres permet de simuler un accident de réactivité. La puissance du réacteur se trouve alors augmentée, passant par exemple de 100 kW à 20 000 MW en quelques millisecondes. Elle retombe aussi rapidement par une contre-réaction neutronique intrinsèque (effet Doppler). De plus, la chute automatique des BCS permet d'atteindre l'arrêt du réacteur.

### 2.2.2. Boucle à Eau Pressurisée (BEP)

La BEP remplace l'ancienne boucle en sodium, elle est implantée dans le bâtiment réacteur et est constituée de deux parties principales : une partie « en pile » comprenant le dispositif expérimental, et une partie constituée des différents organes hydrauliques de la boucle (pompe, pressuriseur, échangeur, vannes, ...) placés dans un caisson (voir Figure 4).

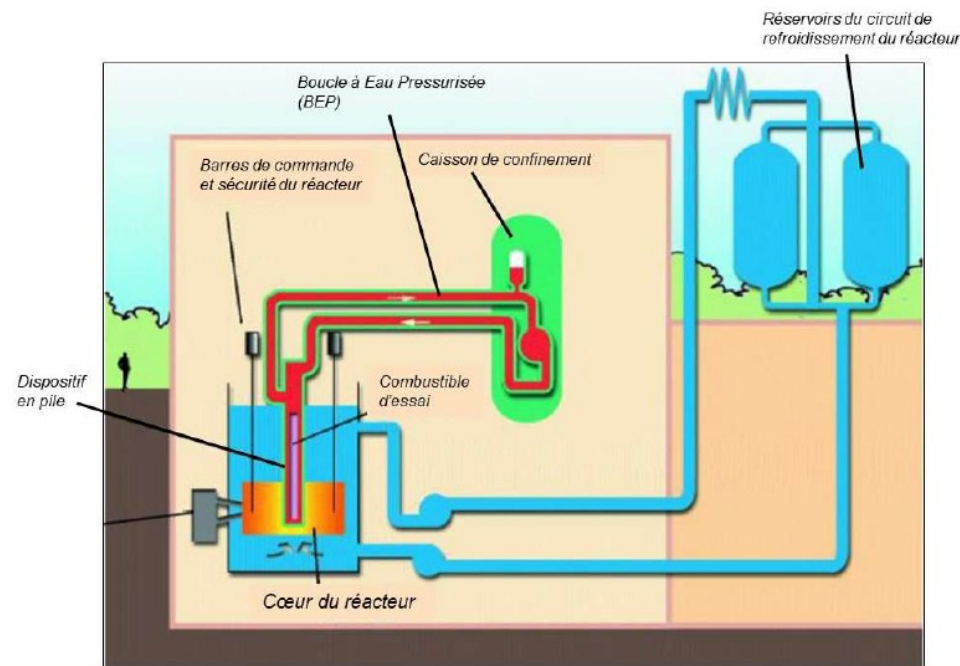


Figure 4 : Boucle à eau pressurisée

### 2.3. Contexte administratif

La création du réacteur Cabri a été déclarée par lettre CEA du 27 mai 1964 [4] et la première divergence a eu lieu avec le cœur actuel en 1977. Le réacteur a, entre 1964 et le début des années 2000, servi à plusieurs programmes de recherche (CABRI 1, CABRI 2, PHAST, etc.).

Le programme d'essais actuel (programme international Cabri – CIP) a nécessité de modifier de manière significative l'installation en remplaçant notamment l'ancienne boucle sodium par la boucle à eau pressurisée actuelle (BEP) permettant de simuler à une échelle réduite les conditions de fonctionnement d'un cœur de REP. L'installation a été autorisée à être modifiée en 2006 [5]. Les travaux ont été amorcés en 2004 et ont duré jusqu'en 2015. La première divergence du réacteur dans sa nouvelle configuration a été autorisée par décision de l'ASNR en 2015 [6]. Le premier essai expérimental dans la BEP a été autorisé par décision de l'ASNR en 2018 [7] et réalisé le 16 avril 2018.

## 3. Analyse du dossier d'orientation du réexamen

En décembre 2015 [17], le CEA a adressé un dossier d'orientation du réexamen (DOR) à l'ASNR, afin de présenter sa méthodologie pour l'examen de conformité et la réévaluation de la maîtrise des risques et des inconvénients. À l'issue de l'instruction du DOR, l'ASNR a adressé au CEA en juin 2016 [18] plusieurs demandes à prendre en compte dans le cadre de la constitution du rapport de conclusions du réexamen, visant à :

- développer la démarche permettant d'établir les activités importantes pour la protection des intérêts (AIP) et identifier les exigences définies qui leur sont associées ;

- préciser et justifier, au regard des risques liés aux opérations de manutention dans le bâtiment réacteur, l'échéance de fin des travaux de mise à niveau de la ligne de levage du pont roulant de ce bâtiment ;
- traiter de l'évacuation des déchets contaminés au sodium et du sodium contaminé entreposés dans l'installation, en présentant notamment les solutions envisagées pour le transport de ces matières vers l'installation de traitement retenue.

## **4. Analyse du dossier de réexamen**

### **4.1. Recevabilité**

---

Le CEA a transmis en octobre 2017 le rapport de conclusions du réexamen [1], ainsi que les éléments constituant le dossier de réexamen périodique de l'INB n° 24 sur la période 2006-2016. L'examen par l'ASNR de ces éléments a conduit à adresser au CEA en octobre 2018 une demande de compléments [2], considérant que le dossier de réexamen transmis ne répondait pas complètement aux exigences de l'article L. 593-18 du code de l'environnement. Les insuffisances identifiées portaient principalement sur l'examen de conformité des activités et éléments importants pour la protection (AIP et EIP), la réévaluation des agressions internes et externes, ainsi que sur les perspectives d'exploitation de l'installation à l'issue du programme CIP.

Le CEA a alors complété son dossier en janvier 2019 [3].

### **4.2. Méthodologie de l'instruction**

---

Les pièces constitutives du dossier de réexamen périodique ont fait l'objet d'une instruction par l'ASNR, qui s'est appuyée sur l'expertise de son appui technique l'IRSN.

Depuis la fin des essais expérimentaux réalisés dans la boucle au sodium du réacteur Cabri en 2002, plusieurs instructions importantes ont été menées par l'ASNR. Ces instructions ont conduit l'ASNR à autoriser le CEA à modifier l'installation en 2006 pour mettre en place la BEP, à autoriser la première divergence du réacteur en 2015 dans sa nouvelle configuration et enfin à autoriser le premier essai expérimental CIP en 2018 (cf. supra).

Compte tenu de ces éléments, l'ASNR a concentré l'instruction du dossier de réexamen de sûreté de l'installation Cabri sur des thématiques ciblées du dossier. Ainsi, l'ASNR a analysé, dans la perspective d'une poursuite de l'exploitation de l'installation dans les dix prochaines années suivant la transmission du rapport de conclusions du réexamen, le niveau de maîtrise par l'exploitant des risques présentés par l'installation et a évalué le plan d'actions défini par le CEA dans son dossier de réexamen.

L'instruction s'est focalisée sur :

- les engagements pris par le CEA en 2012 [40] et 2013 [41], dans le cadre de l'instruction des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) réalisées pour la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, instruction ayant abouti aux prescriptions de l'ASNR des décisions du 8 janvier 2015 [42][43] (voir chapitre 7) ;
- la conformité des EIP et des AIP à leurs exigences définies, ainsi que la maîtrise du vieillissement des EIP ;
- la conformité à l'état de l'art de la ventilation du bâtiment réacteur et de la distribution électrique ;
- la maîtrise des risques liés :
  - à la dissémination de substances radioactives,
  - à l'exposition externe aux rayonnements ionisants,

- à l’incendie d’origine interne,
- aux opérations de manutention, notamment celles mettant en jeu les charges lourdes (support blindé, chèvre, château X, hotte) de l’installation, en particulier la manutention des éléments combustibles (EC) du cœur du réacteur Cabri, à savoir « la chute d’un EC en cas de chargement ou de déchargement » et « la chute d’EC entreposés dans le poste de reprise et dans les emplacements pour EC « ruptés »,
- au séisme de dimensionnement pour ce qui concerne le comportement du poste de repli de l’installation et de ses agresseurs potentiels,
- aux agressions externes par les agents climatiques,
- aux cumuls d’événements déclencheurs,
- à la présence de sodium dans l’installation.

En complément de l’instruction technique, l’ASNR a réalisé en juin 2019 une inspection ciblée sur le réexamen périodique de l’installation [21]. L’ASNR a alors jugé satisfaisants les moyens mis en œuvre par le CEA pour réaliser l’examen de conformité de l’INB. Néanmoins l’ASNR a estimé que la maîtrise du vieillissement des EIP de l’installation était à améliorer et ferait l’objet d’une analyse particulière dans le cadre de l’instruction du réexamen périodique.

Enfin, l’IRSN a rendu son avis technique à l’ASNR le 10 novembre 2020 [19], complété par l’avis du 15 juin 2021 [20]. Dans des échanges techniques avec l’IRSN, le CEA a pris des engagements [10] et a justifié l’absence de prise en compte de certaines recommandations et observations des avis de l’IRSN [22].

## 5. Analyse de l’examen de conformité

L’exploitant a réalisé un examen de conformité dont le but a été de vérifier le respect des exigences issues de la réglementation ainsi que du référentiel de sûreté de l’installation, compte tenu notamment des évolutions récentes de l’installation au moment de son réexamen (voir infra).

La réalisation du réexamen périodique a conduit le CEA à identifier sur l’installation plusieurs non-conformités et axes d’amélioration liés à des modifications matérielles et qui ne présentent pas d’enjeu de sûreté. Dans le cadre du plan d’action du réexamen, le CEA a ainsi prévu des travaux de mise en conformité concernant, notamment, le confinement statique et dynamique des matières et la distribution électrique de l’installation, ainsi que des travaux d’amélioration de la sûreté, en particulier à l’égard des risques liés à l’incendie d’origine interne.

### 5.1. Examen de conformité des équipements

Le CEA a procédé aux vérifications de la conformité des EIP de l’installation et de leurs exigences définies (ED), au titre de l’arrêté du 7 février 2012 [25]. Pour ce faire, l’exploitant s’est appuyé sur le retour d’expérience d’exploitation. Le CEA a procédé à un examen de conformité, en vérifiant pour chacun des EIP leur état réel et documentaire, les ED et les éléments identifiés dans la démonstration de sûreté à travers tout document lié à leur exploitation. L’examen a permis de relever des non-conformités, principalement par rapport à leurs ED. L’exploitant s’est engagé à résorber ces non-conformités dans le plan d’actions du réexamen [1]. Toutefois, l’ASNR a constaté des incohérences entre les ED de certains EIP avec les exigences qui leur sont assignées dans la démonstration de sûreté. L’exploitant a depuis apporté des précisions relatives à la déclinaison opérationnelle des exigences définies des EIP, ce qui est satisfaisant. Ce point n’appelle plus de remarque de l’ASNR.

En outre, au cours de l’instruction du dossier de réexamen, le CEA a pris plusieurs engagements [10] dans le but de compléter certaines vérifications, ou encore de mettre en place des actions de suivi de défauts de génie civil. L’ASNR juge ces engagements satisfaisants.

Enfin, l’instruction de l’ASNR sur la conformité des équipements s’est focalisée sur les EIP dont la requalification n’avait pas été expertisée lors des modifications de l’installation autorisées pour la mise en place de la BEP [6]. Les conclusions de cette analyse sur ces EIP sont présentées dans les paragraphes suivants.

#### **5.1.1. Élément combustible**

Le réacteur Cabri comporte un cœur nourricier (voir 2.2.1) dont les éléments combustibles (EC) font l’objet d’un plan de surveillance mis en place à la suite de différents épisodes d’endommagement (sous forme de taches d’oxyde de fer et d’alumine) des gaines combustibles. L’ASNR a autorisé en 2016 [26] la révision de la périodicité du contrôle visuel prévu des EC témoins à la fin des essais CIP compte tenu du risque d’endommagement des EC lors de leur contrôle et compte tenu du fait que les deux derniers contrôles triennaux n’avaient pas indiqué de dégradations de ces EC.

Cependant, l’achèvement de la campagne d’essais CIP, prévue initialement fin 2024, devrait se décaler à 2026 au moins. Par ailleurs, il ne peut pas être exclu la présence résiduelle de dépôts de particules présentes dans l’eau de la piscine qui pourrait conduire, comme déjà observé par le passé, à la dégradation des EC. L’ASNR considère donc que le CEA devra *a minima* effectuer un contrôle visuel des EC d’ici 2026, quand bien même la campagne d’essais CIP n’est pas achevée.

**Ceci fait l’objet d’une prescription dans la décision de l’ASNR du 27 mai 2025 [23].**

#### **5.1.2. EIP liés à la prévention du risque de criticité**

Concernant la criticité, il a été constaté lors de l’instruction que le référentiel actuel de l’installation présente des lacunes dans la description du château transport « X » utilisé pour le transport d’élément combustible. En effet le CEA ne mentionne pas dans son référentiel les limites géométriques associées aux alvéoles des paniers internes de l’équipement.

**Ce point fait l’objet de demandes dans le courrier de l’ASNR de juin 2025 [24].**

#### **5.1.3. Distribution électrique**

L’architecture des différents réseaux électriques de Cabri, telle que décrite dans le rapport de sûreté de l’installation, n’appelle pas de remarque. L’ASNR considère cependant que certains équipements nécessaires à l’alimentation électrique permanente des EIP devraient eux-mêmes faire l’objet d’un classement EIP. Le CEA s’est engagé en 2020 [10] à inclure certains de ces équipements dans la liste des EIP de l’installation (batteries, redresseurs et onduleurs). Toutefois, le CEA n’a pas considéré que les câbles électriques devaient être classés EIP.

**Ce point fait l’objet d’une demande dans le courrier de l’ASNR de juin 2025 [24].**

### **5.2. Maîtrise du vieillissement**

---

La maîtrise du vieillissement par le CEA de l’installation Cabri s’appuie sur :

- la réalisation de contrôles et d’essais périodiques (CEP) et des vérifications réglementaires périodiques (VRP) ;
- le programme de maintenance préventive ;
- la réalisation d’études relatives à l’obsolescence des équipements ;

- la prise en compte du REX d'exploitation et les analyses particulières menées dans le cadre du réexamen de sûreté.

L'ASNR considère que la démarche du CEA est insuffisante, l'exploitant n'ayant notamment pas appliqué la méthodologie présentée dans le guide de l'AIEA n° SSG-10 [27]. Le CEA s'est engagé en 2020 [10] à appliquer la méthodologie préconisée sur les EIP. Cependant, l'ASNR considère que le CEA doit compléter sa démarche de maîtrise du vieillissement de l'installation en prenant également en compte les agresseurs potentiels des EIP.

L'ASNR considère qu'il convient a minima que le CEA démontre que les risques d'agression du pont roulant du bâtiment 788 vis-à-vis de la baie de repli située dans ce bâtiment sont maîtrisés au regard des conséquences potentielles du vieillissement du pont roulant.

**Ceci fait l'objet d'une prescription dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].**

De plus, l'ASNR considère que le CEA doit intégrer dans sa démarche de maîtrise du vieillissement de l'installation des dispositions de suivi en service permettant de détecter une éventuelle dégradation des câbles participant à l'alimentation électrique permanente des EIP de l'installation (voir infra).

**Ce point fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

### **5.3. Définition AIP**

---

En ce qui concerne, la définition des activités importantes pour la protection (AIP) de Cabri, le CEA s'appuie sur les recommandations du guide national CEA en la matière [28].

Toutefois, l'ensemble des activités qui participent à certaines fonctions de protection des intérêts de l'installation ne figurent pas dans la liste des AIP définie par le CEA, en particulier certaines activités sensibles<sup>1</sup>. Ainsi, l'ASNR considère que le CEA doit définir plus clairement les AIP et leurs ED en lien avec la démonstration de protection des intérêts, afin de passer de la définition d'AIP génériques à celle d'AIP spécifiques à l'installation Cabri. Enfin, les AIP et les ED afférentes devraient être libellées plus précisément et contrôlables en exploitation pour répondre aux objectifs de protection des intérêts de l'installation.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

---

<sup>1</sup> une activité sensible est définie par le CEA comme telle si elle comporte, dans son déroulement, des opérations effectuées par des opérateurs et dont la bonne réalisation est essentielle à la maîtrise de la sûreté de l'installation

## 6. Examen de la réévaluation

Dans le cadre d'un réexamen périodique, la réévaluation vise à apprécier la maîtrise des risques et inconvénients de l'installation au regard :

- des éléments présentés dans le rapport de sûreté et l'étude d'impact applicables au moment du réexamen ;
- des modifications réalisées sur l'installation ;
- du retour d'expérience (exploitation et surveillance de l'installation, notamment le vieillissement et l'obsolescence des matériels et des équipements, événement national et international) ;
- des évolutions de l'état de l'art, des connaissances et des méthodologies d'analyse, des évolutions et perspectives prévisibles de l'installation à dix ans, du bilan de conformité.

La réévaluation a porté sur les principaux domaines suivants : le confinement des substances radioactives, l'exposition aux rayonnements ionisants, les risques liés à la criticité, à l'incendie interne, aux événements climatiques, au séisme, à la manutention, ainsi qu'à la maîtrise du risque sodium. Les éléments majeurs relevés au cours de l'instruction sont présentés ci-après.

### 6.1. Retour d'expérience

---

Le retour d'expérience (REX) de l'installation Cabri sur les périodes 2004-2014 et 2014-2016 est présenté dans l'analyse du retour d'expérience et dans le bilan d'exploitation acquis sur la période 2004-2016 du dossier de réexamen périodique. De l'analyse de l'exploitant, le REX ne montre pas de difficulté particulière d'exploitation. Plusieurs actions d'amélioration ont néanmoins été identifiées.

Le bilan d'exploitation 2014-2016 réalisé par le CEA indique que le programme d'exploitation de Cabri n'identifie pas de difficulté, toutefois ce bilan repose seulement sur deux années d'exploitation post-divergence de l'installation avec la BEP, ce qui ne permet pas de tirer des conclusions fiabilisées dans le cadre du présent réexamen.

Par ailleurs, l'analyse du retour d'expérience montre qu'un nombre significatif des événements déclarés par l'exploitant est lié à un arrêt d'urgence intempestif du réacteur. L'ASNR considère qu'il est nécessaire de suivre l'occurrence de ces arrêts et d'en établir les causes.

Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].

### 6.2. Risques d'origine nucléaire

---

#### 6.2.1. Risque de dissémination de substances radioactives

Les dispositions de maîtrise du confinement des substances radioactives s'appuient toujours sur un premier système de confinement composé de deux barrières statiques qui évoluent selon les situations (par exemple : gaine du crayon, puis cuve-piscine et ses circuits pour les assemblages combustibles) placées entre les substances radioactives et l'environnement, et qui est complété par un deuxième système de confinement statique assuré par les bâtiments et, le cas échéant, avec une ventilation assurant un confinement dynamique.

Au cours de l'instruction, l'exploitant s'est engagé en 2020 [10] à améliorer la représentativité des tests d'efficacité des filtres à très haute efficacité des derniers niveaux de filtration (DNF) de l'installation.

De manière générale, l'ASNR considère satisfaisantes les dispositions de confinement mises en œuvre par l'exploitant sur l'installation Cabri, ainsi que les différents engagements pris en 2020 par le CEA lors de l'instruction [10].

## 6.2.2. Risque d'exposition externe aux rayonnements ionisants

Dans le cadre du réexamen [29][30], le CEA a évalué la dose reçue par le personnel lors du fonctionnement normal de l'installation pendant les opérations nécessaires à la réalisation d'un essai CIP ou lors d'une maintenance de la BEP (filtre EP, adsorbants minéraux).

L'ASNR n'a pas de remarque sur la méthodologie appliquée par le CEA pour cette évaluation. L'ASNR considère notamment que les inventaires radiologiques en gamma ou neutrons retenus pour les différentes opérations d'exploitation sont pertinents, et que les paramètres utilisés pour modéliser une situation d'exposition sont représentatifs et cohérents (protections radiologiques, distances et temps d'exposition).

En ce qui concerne l'exposition du personnel, les débits équivalents de dose estimés ainsi que le prévisionnel de dose collective totale pour les opérations liées à la réalisation des essais et pour la maintenance des dispositifs de filtration et d'épuration sont faibles. Le CEA s'est engagé au cours de l'instruction [10] à analyser les raisons de l'écart significatif observé entre la dose collective prévisionnelle et celle mesurée aux extrémités et d'affiner en conséquence le prévisionnel de dose. L'ASNR considère que la démarche du CEA est acceptable compte tenu des niveaux de doses collectives en jeu (de l'ordre du  $\mu\text{Sv}$  corps entier et du  $\text{mSv}$  aux extrémités).

## 6.3. Risques d'origine interne

---

### 6.3.1. Risque lié à l'incendie

Dans le cadre de l'étude de maîtrise des risques incendie du réexamen, le CEA a produit un plan d'actions d'améliorations qui n'appelle pas de remarque particulière. Les éléments présentés font l'objet d'un suivi de l'ASNR lors d'inspections courantes de l'installation.

Le CEA a également procédé à la réévaluation du risque d'incendie en mettant à jour son étude des risques d'incendie. La méthode d'évaluation a consisté à identifier et analyser les scénarios d'incendie de l'installation, en particulier dans les locaux sensibles<sup>2</sup>, à identifier les EIP à protéger, puis à présenter les dispositions mises en œuvre pour prévenir le risque d'incendie et en limiter les conséquences, et enfin à justifier le caractère suffisant des dispositions de protection ou à les renforcer le cas échéant.

De manière générale, les moyens de maîtrise des risques liés à l'incendie (prévention, surveillance, intervention et limitation des conséquences d'un incendie) mis en œuvre par le CEA sur l'installation sont satisfaisants. Toutefois, l'ASNR relève que les dispositions relatives à la gestion des charges calorifiques devraient être précisées dans les règles générales d'exploitation de l'installation (RGE) ou dans un document qui y est référencé. L'ASNR estime également que le CEA devrait définir, dans les RGE de l'INB, les dispositions prévues en cas d'indisponibilité de la détection automatique d'incendie dans un local (selon la durée de l'indisponibilité).

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

Les EIP à protéger en cas d'incendie sont :

- les EIP participant au confinement des substances radioactives, en particulier la BEP, le circuit d'hélium tritié, les réservoirs d'effluents ou de sodium, les emballages de déchets sodés entreposés dans le bâtiment 788, ainsi que le dernier niveau de filtration (DNF) ;
- les EIP appartenant à la catégorie des circuits auxiliaires (ventilation, distribution électrique permanente) ;

---

<sup>2</sup> Les locaux sensibles sont définis par le CEA comme tels s'ils contiennent des matières radioactives ou des matières toxiques susceptibles de conduire à un impact potentiel sur le public ou des substances dangereuses, des cibles de sûreté, des ESP, etc.

- les EIP appartenant à la catégorie des systèmes de mesure (notamment les mesures de l'activité neutronique du cœur par les chambres « bas niveau » et les mesures de surveillance des rejets à la cheminée) ;
- le pont roulant du bâtiment réacteur qui assure la manutention de charges contenant notamment des substances radioactives.

L'exploitant a étudié les conséquences de plusieurs scénarios de départ de feu dans l'installation. Il a notamment étudié les conséquences sur la sûreté d'un départ de feu dans le palier cuve 1<sup>er</sup> sous-sol. Le CEA a écarté dans son étude le risque d'éclatements de réservoirs présents dans ce local (azote et hélium). Pourtant, l'ASNR considère que, compte tenu de l'aménagement du local, l'éclatement de tels équipements pourrait conduire à la perte de la surveillance du flux neutronique à basse puissance du réacteur (nécessaire au maintien à l'état sûr de l'installation). Le CEA s'est engagé [10] à justifier l'absence de scénario d'éclatement des équipements sous pression présents dans ce local.

En ce qui concerne la stabilité au feu des structures en béton armé, le CEA s'appuie sur la partie feu de l'Eurocode 2 (NF EN 1994-1-2) ; les justifications par calculs (tabulés, ou avancés) fournies par le CEA relatives à la tenue au feu d'une durée de 2h des structures des bâtiments 222<sup>3</sup>, 233, 788 n'appellent pas de remarque de l'ASNR, à l'exception de :

- la justification de la suffisance du critère de tenue au feu d'une durée de 2h ;
- le critère de ruine des structures qui apparaît insuffisant pour vérifier le respect des exigences de comportement retenues (comportement d'ensemble).

En outre, pour les éléments dont la stabilité de deux heures sous feu normalisé n'a pas pu être démontrée, le CEA a étudié des scénarios d'incendie dits de « feu réel » par calculs avancés pour plusieurs éléments du bâtiment 222 situés dans le bâtiment réacteur, les locaux sodium, la salle électronique, la salle électrotechnique et le local ventilation.

L'ASNR considère que le CEA doit compléter, pour les salles électrotechnique et électronique, l'étude de stabilité des structures de l'installation sous feu dit réel en présentant une analyse de la cinétique de développement des foyers des scénarios d'incendie, notamment pour les chemins de câbles électriques et les feux d'armoire électriques. En effet cette cinétique peut être rapide selon leurs caractéristiques (type, taille). Le CEA a pris un engagement en ce sens [10], ce qui est satisfaisant pour l'ASNR.

Néanmoins, les outils de calculs sous feu réel employés par le CEA sont apparus comme n'étant pas adaptés pour une étude de résistance au feu. Le CEA s'est donc engagé également sur ce point [10], ce qui est satisfaisant pour l'ASNR.

En outre, l'ASNR ne partage pas les conclusions du CEA sur la stabilité au feu réel des éléments porteurs du bâtiment 222 (dalles, poutres). Le CEA considère uniquement les conséquences de l'effondrement d'une poutre dont la ruine survient moins de deux heures après le début de l'incendie, et a exclu de son analyse les conséquences de l'effondrement des planchers dont la ruine survient en moins de deux heures. De plus, le seul critère de la ruine d'un élément de structure ne permet pas nécessairement de conclure sur la stabilité de la structure prise dans son ensemble.

L'ASNR considère que la démonstration de stabilité au feu des éléments de structure du bâtiment 222 faisant l'objet d'une évaluation par calculs avancés doit être complétée. **Ceci fait l'objet d'une prescription dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].**

<sup>3</sup> L'étude de stabilité au feu du bâtiment 222 se limite aux bâtiments de première et troisième génération, les bâtiments de deuxième génération n'abritent pas d'EIP pour le maintien à l'état sûr de l'INB ni de substance radioactive. En effet, le bâtiment 222 a été construit en plusieurs phases, la première génération de bâtiments correspondant à la création de l'INB et puis a été étendu en 1966 et 1971.

En conclusion, il apparaît que les travaux de renforcements du bâtiment et de ses structures vis-à-vis du risque incendie mis en œuvre par le CEA sont satisfaisants. Toutefois l'ASNR considère que le CEA doit apporter des compléments de justification ou de démonstration sur la vérification de la stabilité au feu de certains éléments structuraux du bâtiment 222. Dans l'attente de ces compléments, l'exploitation actuelle de l'installation n'est pas remise en cause.

## **6.4. Risques liés aux manutentions**

---

### **6.4.1.1. Robustesse de la ligne de levage du pont roulant du bâtiment réacteur**

Le pont roulant et sa ligne de levage permettent de réaliser l'ensemble des manutentions dans le hall réacteur avec une charge maximale admissible de 120kN. La ligne de levage dispose d'un frein de sécurité dimensionné à 100kN pour reprendre la charge en cas de dysfonctionnement du frein de service ou du moteur.

En réponse à une demande de l'ASNR par courrier du 28 février 2012 [9], dans le cadre de l'instruction de la modification de l'installation pour passer en BEP, le CEA a remis des études de fiabilité de la ligne de levage dans différentes configurations : hors approche basse et en approche basse<sup>4</sup>, tout d'abord sans modification du pont roulant, puis dans un second temps en intégrant des propositions d'amélioration de la ligne de levage.

A l'issue des études hors approche basse, le CEA prévoit de mettre en œuvre des modifications matérielles sur la ligne de levage, telles que le remplacement du frein de sécurité par un nouveau dimensionné à une charge de 120 kN ou encore la rénovation du contrôle commande et de la partie électrique du pont. L'ASNR estime que l'ensemble de ces modifications permettra de réduire la probabilité d'occurrence d'une chute de charge dans le hall réacteur hors approche basse.

Toutefois, en ce qui concerne l'approche basse, le CEA n'a pas actualisé l'étude de chute de charges compte tenu des modifications envisagées. L'ASNR considère que les probabilités de chute de charge en approche basse du CEA sont sous-évaluées. Le CEA doit notamment prendre en compte la perte de réseau électrique externe dans son évaluation. L'ASNR estime ainsi que l'étude de fiabilité du pont roulant en approche basse doit être actualisée afin de conclure sur la fiabilité du pont. Le CEA s'est engagé [10] à apporter une mise à jour de l'étude et à intégrer, dans ses règles générales d'exploitation, l'utilisation privilégiée du pont roulant au-delà de la hauteur « approche basse », ce qui est satisfaisant pour l'ASNR.

Par ailleurs, le CEA a déposé en mai 2021 une demande d'autorisation [11] pour la rénovation du pont roulant de l'installation afin d'intégrer les modifications mentionnées ci-avant, qui a été autorisée par la décision de l'ASNR du 1<sup>er</sup> mars 2022 [12].

Ainsi, l'ASNR considère que le CEA a répondu favorablement à la demande du courrier du 28 février 2012 [9].

### **6.4.1.2. Opérations de manutention**

Les opérations de manutention sont susceptibles d'entraîner des risques de dissémination de substances radioactives en cas d'altération des barrières de confinement à la suite d'une chute ou d'une collision de charges. Certaines manutentions réalisées dans le hall réacteur sont en outre susceptibles d'induire un risque de criticité dans la cuve-piscine ou dans le bac annexe (par agression d'EC).

Dans le dossier de réexamen [1], le CEA a transmis une analyse des risques liés aux manutentions dans laquelle il présente les dispositions de sûreté associées à chaque opération. De cette analyse, le CEA conclut que les dispositions en place dans l'installation sont suffisantes. Le CEA a toutefois identifié la nécessité d'une mise

---

<sup>4</sup> L'approche basse désigne la phase de la manutention durant laquelle la charge est manutentionnée à une hauteur en-dessous de laquelle le freinage du pont n'est pas efficace en cas de défaillance de la chaîne cinématique ou de son alimentation électrique

à jour du rapport de sûreté de l'installation pour ajouter la boîte à gants d'examen non destructifs à la liste des projectiles potentiels.

Au cours de l'instruction du réexamen, ont été principalement analysés les risques liés aux manutentions, à l'aide du pont roulant, d'objets lourds dans le hall réacteur (hotte, château X, supports blindés, chèvre) ainsi que les opérations de manutention d'EC dans la cuve-piscine et le bac annexe pour lesquelles le château X est notamment utilisé, en considérant les instructions déjà réalisées sur ces risques lors de la modification de l'installation précédant la divergence du réacteur dans sa nouvelle configuration avec la BEP [19][20].

D'après l'étude de fiabilité de la ligne de levage présentée dans le cadre du réexamen, le pont roulant ne permettait pas d'exclure la chute d'une charge de masse inférieure à 10 tonnes. L'ASNR considère satisfaisantes les modifications matérielles comprenant la rénovation du pont roulant, autorisées et mises en œuvre en 2022, ainsi que les engagements pris par le CEA en 2020 [10].

De plus les dispositions organisationnelles et humaines du CEA permettent de maîtriser le risque de chutes de charges et de collisions. La sûreté des manutentions repose notamment sur le suivi des équipements au regard des mécanismes de vieillissement (cf. § 5.2 Maîtrise du vieillissement). Néanmoins, le CEA n'a pas précisé dans ses RGE les vérifications périodiques associées aux équipements et accessoires de levage.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025[24].**

Lors des opérations de manutention à partir du pont roulant, le CEA emploie des élingues en fonction des équipements (château X, chèvre, hotte). L'ASNR considère que le CEA n'a pas justifié le caractère suffisant du nombre d'élingues pour maintenir la charge en cours de manutention. Le CEA s'est donc engagé [10] à justifier que la défaillance d'un axe de maintien du palonnier ou d'une paire d'élingues mis en œuvre lors des opérations de manutention du château X à l'aide du pont roulant du hall réacteur ne conduirait pas à la chute du château. Par ailleurs, le nombre d'élingues nécessaire pour chaque équipement est précisé dans le rapport de sûreté, sauf pour le palonnier de la hotte.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

Compte tenu éléments précédents, il ne peut être exclu la chute de charges. Par conséquent, le CEA s'est engagé [10] à justifier qu'une chute de la hotte sur le caisson BEP ne serait pas de nature à remettre en cause le confinement des substances radioactives contenues dans le réservoir de décharge implanté en partie basse du caisson et susceptible de contenir l'eau contaminée de la BEP. Par ailleurs, le scénario de chutes de charges lourdes avec endommagement du cœur sur les poutres supports bloc-cœur a été étudié dans le rapport de sûreté de l'INB et les conséquences de ce scénario apparaissent acceptables. Toutefois, les hypothèses retenues pour la démonstration nécessitent des justifications complémentaires que le CEA devra apporter dans le cadre du prochain réexamen.

Pour ce qui concerne les conséquences d'une chute du château X dans la cuve-piscine, le CEA a indiqué que compte tenu des trajectoires du château et de l'enveloppe du cœur, celle-ci ne serait pas susceptible de remettre en cause la sous-criticité du cœur ou le confinement des substances radioactives qu'il contient. Les conclusions présentées par le CEA ne sont pas partagées par l'ASNR dans tous les cas de figure, selon la distance de chute, les conséquences potentielles varient avec l'accélération et les collisions de parcours. Toutefois, en prenant en compte les engagements pris par le CEA en 2020 [10] mentionnés ci-avant, la fréquence faible des opérations de manutention du château X dans la cuve-piscine (réservées au déchargement des EC) et la rénovation du pont roulant autorisée en 2022 [12], l'ASNR considère que le CEA peut exclure ce scénario de l'analyse de sûreté.

#### **6.4.1. Risque de criticité associé à la manutention des éléments combustibles du cœur**

Le CEA a transmis les justifications relatives au maintien de la sous-criticité du cœur en cas de chute verticale d'un EC dans l'emplacement vide du cœur. L'ASNR n'a pas de remarque sur cette analyse. En effet, l'anti-réactivité (disposition passive), apportée par les six barres de commande et de sécurité du réacteur (BCS), verrouillées en position basse pour tout mouvement d'un EC lors des opérations de chargement ou de déchargement du cœur lorsqu'il est entièrement chargé, permet de garantir le maintien de la sous-criticité. De plus, le retour d'expérience de l'installation a montré que le niveau de déformation et les dégradations subies par l'EC ne seraient également pas susceptibles de remettre en cause la maîtrise de la sous-criticité.

L'ASNR considère néanmoins que CEA doit intégrer dans la mise à jour du référentiel de sûreté de l'installation la démonstration de la maîtrise des risques relative à la chute verticale d'un élément combustible dans le cœur du réacteur par les éléments justifiant l'absence de risque de criticité.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

En ce qui concerne le risque de chute d'un EC au niveau du poste de reprise ou des emplacements EC ruptés, l'ASNR considère que le CEA devra démontrer, dans le cadre de l'engagement pris en 2020 [10] relatif à la définition précise de cette situation incidentelle, la validité des hypothèses utilisées pour justifier la maîtrise de la sous-criticité.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

#### **6.4.2. Risque sodium**

L'installation détient dans son périmètre des déchets sodés entreposés dans les locaux dédiés du bâtiment 788 (locaux sodium), ainsi que dans un réservoir spécifique (réservoir RESP01). La présence du sodium présente un risque d'explosion s'il est en contact avec l'eau ainsi qu'un risque de dissémination de substances radioactives s'il est contaminé. Le traitement et l'évacuation du sodium et des déchets sodés de Cabri se fera avec une échéance à l'horizon 2035 dans l'installation Phénix du CEA située sur le site de Marcoule (INB n° 71), qui sera modifiée en conséquence, tel que présenté par le CEA lors de l'instruction de sa stratégie de démantèlement et de gestion des déchets en 2018 [31], ainsi que dans le cadre du rapport de conclusions du dernier réexamen périodique de l'INB n° 71 [34].

Des remontées de nappe phréatique se sont produites en 2011 sur le site de Cadarache, ce qui a entraîné pour l'installation une remontée d'eau de nappe dans la cellule abritant le réservoir RESP01. Toutefois, la présence de barrières de prévention et de protection mises en place dans les locaux concernés permet de maîtriser le risque de contact entre le sodium et l'eau.

Compte tenu de l'échéance d'évacuation du sodium vers l'installation Phénix et des problématiques de remontées de nappe sur le site de Cadarache, l'ASNR considère que l'exploitant doit assurer un contrôle du vieillissement des EIP associés au risque sodium (réservoir RESP01 et structures et équipements agresseurs potentiels). A ce titre, le CEA a pris des engagements [10], dans le cadre de l'instruction du présent réexamen concernant la caractérisation de l'état des parois du réservoir et la maîtrise du vieillissement des EIP associés, ce que l'ASNR considère satisfaisant.

## 6.5. Risques d'origine externe

---

### 6.5.1. Risque inondation

L'analyse du risque d'inondation externe de l'installation Cabri a déjà fait l'objet d'expertises dans le cadre du redémarrage de l'installation après la mise en place de la BEP [33]. L'instruction par l'ASNR avait notamment permis de valider les scénarios pris en compte par le CEA à l'égard de la pluie et du débordement du Ravin de la Bête. Dans le cadre du réexamen de sûreté, le CEA a ainsi procédé à une réévaluation du niveau enveloppe de la nappe du Crétacé en tenant compte des fluctuations du niveau de la nappe enregistrées jusqu'en 2017. Le CEA évalue le nouveau niveau de nappe enveloppe de période de retour centennale à 335,5 m NGF. Ce niveau est 20 cm en-dessous de la valeur déterminée à l'issue de la précédente évaluation conduite en 2012. La réévaluation réalisée par le CEA et le plan d'actions qui en découle [1] n'appellent pas de remarque de l'ASNR.

En 2011, un épisode pluvieux important a provoqué la remontée de la nappe phréatique dans l'INB n°24 dans la salle des pompes et dans la fosse de la cellule où se situe le réservoir sodium RESP 01. Le CEA a procédé à la réévaluation des risques liés aux précipitations conformément au guide n°13 de l'ASNR [34]. Les inondations au sein de l'installation sont susceptibles d'engendrer un risque de perte des alimentations électriques, d'incendie via des courts-circuits, d'explosion en cas de contact sodium/eau (voir infra).

L'ASNR a donc concentré son instruction sur la maîtrise des risques liés à la remontée de la nappe phréatique à la suite de la crue de 2011. Les dispositions matérielles et organisationnelles du CEA pour lutter contre la remontée de nappes s'appuient sur des dispositifs de surveillance (capteurs d'humidité et alarmes) et d'un dispositif de pompage permettant de rabattre la nappe via le transfert des eaux pompées vers le réseau d'eau pluviale. En 2011, le système de pompage était équipé de deux pompes, et la défaillance de l'une d'elles en 2011, malgré le soutien des moyens de pompage complémentaires de la FLS, n'a pas suffi à limiter les arrivées d'eau dans l'installation.

Le CEA a renforcé les moyens de prévention de remontées de nappe : réfection de l'étanchéité entre la galerie et le bâtiment réacteur, nettoyage du puisard de la galerie périphérique, rénovation de la téléalarme, mise en place d'un mode « marche forcée » pour les pompes permettant de rabattre la nappe ainsi que l'ajout d'une troisième pompe dans le système de pompage de la nappe pour lesquelles sont associées un contrôle mensuel de bon fonctionnement et un contrôle annuel des alarmes. L'ASNR considère que les moyens mis en œuvre par le CEA pour répondre à l'épisode de 2011 sont satisfaisants.

### 6.5.2. Risques neige et vent

L'aléa neige de l'INB n°24 a été réévalué par le CEA, conformément aux règles relatives à l'action de la neige issue de l'Eurocode 1-1-3. L'ASNR considère satisfaisante la réévaluation de l'aléa associé à la neige pour l'INB n°24.

Le CEA, à partir de l'actualisation de l'aléa, a évalué la stabilité de structure des bâtiments de l'installation en prenant en compte les effets locaux d'accumulation susceptibles de se produire. Le CEA a estimé que la toiture du bâtiment 233 ne résisterait pas à la charge de neige étudiée. Ce bâtiment, pour rappel, est dédié à l'entreposage d'outillages spécifiques à l'utilisation et à la maintenance de la BEP, ainsi qu'à l'entreposage de conteneurs de déchets sodés faiblement irradiants et de déchets TFA. Le CEA s'est engagé à étudier les conséquences sur la sûreté de l'absence de stabilité de l'ensemble des éléments structuraux, en cas de neige, de vent et de séisme. L'échéance prévue de réalisation de cette étude étant dépassée, l'ASNR considère que le CEA doit présenter les conclusions de l'étude en particulier si les modalités d'utilisation du bâtiment 233 sont remises en cause et doit préciser, le cas échéant, la solution retenue pour l'entreposage des déchets (déchets sodés faiblement irradiants). Ces conclusions ont été transmises à l'ASNR, ce qui est satisfaisant.

L'aléa vent considéré dans le cadre du réexamen par le CEA est issu des règles Neige et Vent et utilisé dans le cadre du dimensionnement des installations existantes de Cadarache. Pour l'aléa tornade, le CEA a retenu le niveau EF1<sup>5</sup>. Lors de l'instruction le CEA a indiqué qu'il compléterait cette analyse en tenant compte des effets liés aux variations de pression et aux projectiles en cas de tornade EF1 dans son plan d'actions. Néanmoins, l'ASNR a pris position en 2021 [35] sur les aléas à retenir pour la protection des éléments importants pour la protection (EIP) à l'égard des tornades en détaillant les niveaux d'aléas ainsi que les types de projectiles à considérer. L'exploitant prévoit de prendre en compte pour le prochain réexamen de l'INB les aléas à retenir formulés par l'ASNR dans son courrier [35].

### 6.5.3. Risque des grands chauds et grands froids

Le CEA retient une température maximale de 40,1°C et une température minimale de -21,1°C pour l'évaluation des risques liés aux températures extrêmes. Ces valeurs ne correspondent ni aux valeurs de températures préconisées dans la version de la Présentation générale de sûreté de l'établissement de Cadarache (PGSE) Indice F [36] ni à celles issues de la note CEA détaillant les valeurs des actions climatiques à prendre en compte pour le dimensionnement des installations existantes du centre de Cadarache, dans le cadre notamment des réexamens de sûreté [37]. Néanmoins, l'ASNR considère que les enjeux sont limités, et malgré l'inexactitude de l'intervalle des températures retenues, le CEA dispose des moyens organisationnels et matériels nécessaires pour répondre aux situations présentant un risque lié aux températures extrêmes. En effet, l'organisation de l'INB n°24 prévoit des mesures organisationnelles en cas de grands chauds ou grands froids : arrêt et mise en état sûr en cas de défaillance de la ventilation, arrêt d'urgence déclenché à partir d'un seuil de température de l'eau du cœur, dispositions de surveillance particulières en cas de températures élevées (température hall, fonctionnement ventilation et climatisation, contrôle des équipements de radioprotection). De plus, les équipements susceptibles d'être impactés par une exposition à des températures extrêmes disposent de protection physique : la majorité des câbles d'alimentation sont à l'intérieur des bâtiments, et, pour ceux qui ne le sont pas, ils sont dimensionnés pour résister à ces types de température (45°C) avec pour seul effet une réduction de leur durée de vie (cf. § 5.2 Maîtrise du vieillissement).

Les dispositions de surveillance complémentaires assurées en périodes de fortes chaleurs ne sont pas précisées dans les RGE de l'INB n°24. L'ASNR considère que dans le cadre de l'analyse des risques liés aux grands chauds et aux grands froids, le CEA doit préciser dans les RGE les actions de surveillance de l'installation prévues en cas de températures extrêmes. L'ASNR considère également que le CEA devra, lors du prochain réexamen de l'installation, considérer les températures les plus récentes observées sur le site.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

### 6.5.4. Risque lié au séisme

#### 6.5.4.1. Comportement du bloc-pile en cas de séisme de dimensionnement

La réévaluation de sûreté de l'installation réalisée en 2004 a conduit le CEA à apporter des renforcements à l'égard du séisme au sein du bâtiment réacteur et du bloc-pile. Le CEA avait donc réévalué la sollicitation sismique en considérant ces renforts. La vérification du respect des exigences du bloc-pile en cas de séisme pour le séisme enveloppe du SMS et du paléo-séisme, en tenant compte de la réévaluation de la sollicitation sismique, avait montré que des critères de dimensionnement étaient dépassés au niveau des ancrages de la boîte à eau inférieure (BAEI), de la BAEI elle-même et des liaisons entre l'enveloppe du cœur et les BAEI et la boîte à eau supérieure (BAES). De plus, la méthode employée par le CEA en 2011 [13] dans le cadre de la

<sup>5</sup> Echelle de Fujita améliorée, EF1 correspond à des vents de 45m/s.

demande de rechargement du cœur après la modification BEP pour évaluer l'effet du couplage entre le bloc-pile et la cuve-piscine ne correspondait pas à une démarche de dimensionnement usuelle. L'ASNR avait alors formulé une demande par courrier du 28 février 2012 [9] afin d'étudier lors du prochain réexamen périodique de l'installation la robustesse de certains éléments.

En réponse à cette demande, le CEA a remis en 2017 une note d'évaluation de la tenue du bloc-pile au séisme de dimensionnement [14]. L'étude présentée par le CEA n'appelle pas de remarque à l'exception de la fiabilisation des masses modélisées et des masses théoriques de certains éléments de l'étude. En effet, l'ASNR a relevé que des différences entre ces masses peuvent remettre en cause les conclusions de l'étude. Le CEA s'est engagé en 2020 [10] à mettre en cohérence, dans son étude de comportement sismique du bloc-pile, les masses des composants modélisés avec les masses théoriques. Le CEA a répondu à cet engagement en 2019 [15] et l'ASNR a considéré en 2022 [16] satisfaisants les éléments présentés. Ainsi, l'ASNR considère que les composants pour lesquels avaient été identifiés des dépassements de critères de dimensionnement vérifient les exigences de dimensionnement et par conséquent que le CEA a répondu à la demande formulée en 2012 [9].

#### **6.5.4.2. Comportement du poste de repli et de ses agresseurs potentiels en cas de séisme de dimensionnement (SDD)<sup>6</sup>**

La mise en service du bâtiment 788 a été autorisée par l'ASNR en 2016 [38]. L'ASNR a alors indiqué que les équipements contenus dans le bâtiment (le poste de repli, le pont roulant et le château X entreposé sur son support) pourraient faire l'objet de demandes ultérieures concernant leur comportement en cas de SDD.

Dans le cadre de l'instruction associée au réexamen périodique de l'INB, l'ASNR s'est donc attelée à évaluer les dispositions de maîtrise des risques liés au séisme pour ce qui est du poste de repli situé dans le bâtiment 788.

##### ***Poste de repli***

Pour ce qui concerne le comportement sismique du poste de repli, l'exigence associée à cet équipement est identique en cas de séisme de dimensionnement et en cas de séisme de niveau SND. Ainsi, l'ASNR considère que les exigences de comportement du poste de repli en cas de séisme de dimensionnement sont respectées, car le comportement du poste de repli ayant été considéré satisfaisant en cas de séisme de niveau SND (voir § 7.3.1 du présent rapport).

##### ***Pont roulant***

Le pont roulant, de capacité 10 tonnes, constitue un agresseur du poste de repli en cas de SDD. L'étude du comportement du pont roulant sous SDD se base sur des configurations étudiées sous séisme et hypothèses vraisemblables, l'ASNR n'a pas de remarque sur celles-ci. Les exigences associées au pont, ses éléments, le chariot, la chaîne de levage ainsi que les guidages doivent rester stables et assurer le maintien de la charge en cas de séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV). De plus, aucun élément du pont ou du chariot ne doit constituer de missile à l'égard du poste de repli en cas de SMS. Dans sa modélisation, le CEA a analysé la résistance des différents composants du pont suivant les différentes configurations retenues.

L'ASNR considère, compte tenu de l'absence de justification quant à la résistance mécanique des galets du pont, que le CEA doit s'assurer que les caractéristiques mécaniques des axes des galets sur les chemins de roulement du pont roulant sont au moins égales à celles d'un acier de type S355, ou alors qu'il procède aux modifications nécessaires.

---

<sup>6</sup> le séisme de dimensionnement pour l'INB n°24 est constitué du séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) et du séisme majoré de sécurité (SMS, qui comprend à la fois le SMS et le paléoséisme).

**Ceci fait l'objet d'une prescription dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].**

L'évaluation du comportement par le CEA des ancrages des poutres des chemins de roulement du pont roulant a été réalisée sur les vis de fixation, toutefois le CEA n'a pas considéré le type de chevilles utilisé et par conséquent justifié la résistance de celles-ci. De même, le CEA n'a pas su présenter les justifications de résistance des rails « Halfen » et des « corbeaux », les rails reprenant des efforts perpendiculaires par transmission à l'aide de reprise latérale. L'ASNR considère que le CEA doit fournir des justifications de résistance de ces derniers éléments.

**Ceci fait l'objet d'une prescription dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].**

En ce qui concerne les butées sur lesquelles s'appuie le pont roulant, par manque d'informations sur les ancrages au niveau de l'ensemble des butées le CEA n'a pas pu démontrer que les exigences de tenue du pont en cas de SDD seraient assurées. L'ASNR considère que le CEA doit démontrer la résistance des butées du pont roulant du bâtiment 788 de l'INB n° 24, situées côté Ouest, au choc avec ce pont en cas de séisme de niveau SMHV.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

### ***Château X et son châssis***

Le CEA a engagé plusieurs modifications pour assurer la tenue au séisme du châssis du château X, à savoir un renforcement par l'ajout de quelques goussets, des dispositifs de fixation et de blocage du châssis, avec notamment l'ajout de platines, l'agrandissement de celles existantes et l'ajout de chevilles, l'ajout de quatre crapauds de part et d'autre des crapauds centraux. L'ASNR contrôlera lors des inspections de l'installation ces renforcements, vérifiera que les modifications seront effectivement réalisées et que les plans sont mis à jour pour intégrer ces évolutions.

La modélisation du comportement du châssis sous séisme SMS du CEA appelle quelques remarques de l'ASNR afin de vérifier complètement le respect des critères associés. En effet, l'ASNR considère que le CEA doit corriger les coefficients employés dans les combinaisons de chargement sismique et du poids du château et du châssis et qu'il doit justifier, lors de la prochaine mise à jour de l'étude, le caractère pénalisant du chargement sismique appliqué au châssis, en retenant des conditions aux limites et de liaison permettant de tenir compte de l'ensemble des couplages entre les modes propres de vibration pour s'assurer du caractère enveloppe des accélérations sismiques correspondantes. **Ceci est rappelé dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

## **6.6. Cumul d'évènements**

---

L'étude de cumuls d'évènements déclencheurs a pour la première fois été réalisée pour l'installation Cabri lors du réexamen périodique. L'ASNR considère acceptable la démarche adoptée par le CEA pour l'étude des cumuls. En particulier, les cumuls de défaillances internes, ainsi que d'agressions internes et externes sont exhaustifs et les scénarios retenus sont pertinents. Toutefois, le CEA valorise, pour les cumuls mettant en jeu deux agressions, les dispositions de maîtrise des risques associées à chaque événement déclencheur sans justifier qu'elles soient suffisamment dimensionnées pour faire face au cumul des deux événements. Ainsi, l'ASNR considère que dans le cadre du prochain réexamen périodique de l'INB, le CEA devra justifier pour chaque cumul d'agressions plausible que les dispositions de maîtrise des risques retenues pour faire face à la première aggression ne sont pas remises en cause par la seconde.

**Ceci fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

## 7. Prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima

Comme mentionné au paragraphe 4.2 du présent rapport, l'instruction du réexamen périodique a permis d'examiner les engagements pris par le CEA en 2012 [40] et 2013 [41], dans le cadre de l'instruction des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) réalisées par le CEA pour la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima. Ces éléments sont présentés dans les paragraphes suivants.

### 7.1. Évaluations complémentaires de sûreté

---

Le 5 mai 2011, l'ASNR a adopté douze décisions prescrivant aux exploitants d'installations nucléaires de base françaises la réalisation d'une évaluation complémentaire de sûreté (ECS) de leurs installations au regard de l'accident de Fukushima. L'ECS consiste en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires de base à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima, à savoir des phénomènes naturels extrêmes mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave. La démarche vise notamment à identifier les éventuels risques d'effet « falaise » susceptible de dégrader notablement la sûreté de l'installation.

### 7.2. Objectif Prioritaire de Réalisation 9<sup>7</sup> (OPR)

---

Conformément à la décision ASNR du 5 mai 2011 prescrivant au CEA de procéder à une ECS de certaines de ses installations nucléaires de base [39], le CEA a remis l'ECS de l'INB 24 le 12 septembre 2012 [40]. L'analyse de situations prévues dans ce cadre (séisme, inondation, autres phénomènes naturels extrêmes, perte d'alimentation et des moyens de refroidissement) a conduit à identifier le séisme de noyau dur (SND) comme seule situation extrême susceptible de conduire à un effet falaise. **Il n'a pas été retenu de « noyau dur » de dispositions matérielles ou organisationnelles pour l'installation Cabri.** Néanmoins, le CEA s'est engagé en 2013 [41] à l'issue des ECS à compléter, dans le cadre du réexamen périodique de l'installation, selon des méthodes définies pour les « noyaux durs », la justification de la robustesse de certaines structures, systèmes et composants (SSC) de l'installation Cabri à l'égard des situations extrêmes. Par ailleurs, l'ASNR a prescrit en 2015 le renforcement des moyens généraux du centre CEA de Cadarache [42] considérant notamment que le noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles vise à permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise, et les locaux de gestion des situations d'urgence du centre et leurs équipements sont des équipements mutualisés du noyau dur.

Les SSC concernés par la justification de robustesse sont le poste de repli et son instrumentation, les poutres métalliques assurant le supportage de la cellule en pile également appelées « ensemble poutres support du bloc-cœur », le bloc-cœur, le réservoir de sodium ou les réservoirs d'eau du cœur. Pour ce dernier point, le CEA a choisi d'évaluer la robustesse des réservoirs d'eau du cœur. La justification de ces éléments est analysée ci-après.

### 7.3. Robustesse des systèmes, structures et composants en cas de SND

---

Les spectres transférés de niveau SND retenus par le CEA pour mesurer la robustesse des différents SSC ci-après sont satisfaisants pour l'ASNR.

---

<sup>7</sup> « Le CEA Cadarache complètera, selon des méthodes définies pour les « noyaux durs », la justification de la robustesse des SSC suivants de l'installation CABRI à l'égard des situations extrêmes en tenant compte de leurs exigences fonctionnelles :

- le poste de repli et son instrumentation,
- l'ensemble « poutres supports du bloc-coeur »,
- le bloc coeur,
- le réservoir de sodium ou les réservoirs d'eau du coeur. »

### 7.3.1. Poste de repli et son instrumentation

L'installation dispose d'un poste de repli qui permet de reporter, au niveau de la baie de repli, les informations sur la connaissance de l'état de l'installation et la vérification de son maintien à l'état sûr après un séisme ou un incendie, susceptibles d'affecter la disponibilité des informations dans la salle de commande. L'exploitant a évalué l'opérabilité pendant et après un séisme de noyau dur (SND) du poste de repli par essais sur table vibrante à partir des spectres de SND en testant les fonctionnalités de la baie de repli. Les résultats obtenus par le CEA n'appellent pas de remarque de la part de l'ASNR, il ressort de ces essais que les ancrages de la baie de repli vérifient l'exigence d'opérabilité pendant et après un séisme de noyau dur (SND).

Quant à l'instrumentation du poste de repli, composée des capteurs implantés dans le hall réacteur et des liaisons électriques entre la baie de repli et ces capteurs, l'exploitant n'a pas évalué le comportement sous SND de l'instrumentation. L'ASNR considère que des compléments doivent ainsi être apportés concernant l'opérabilité de l'instrumentation du poste de repli pendant et après un séisme de noyau dur.

**Ce point fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

### 7.3.2. Ensemble poutres support du bloc-cœur

L'ensemble des poutres support du bloc-cœur sont présentées sur la figure suivante.

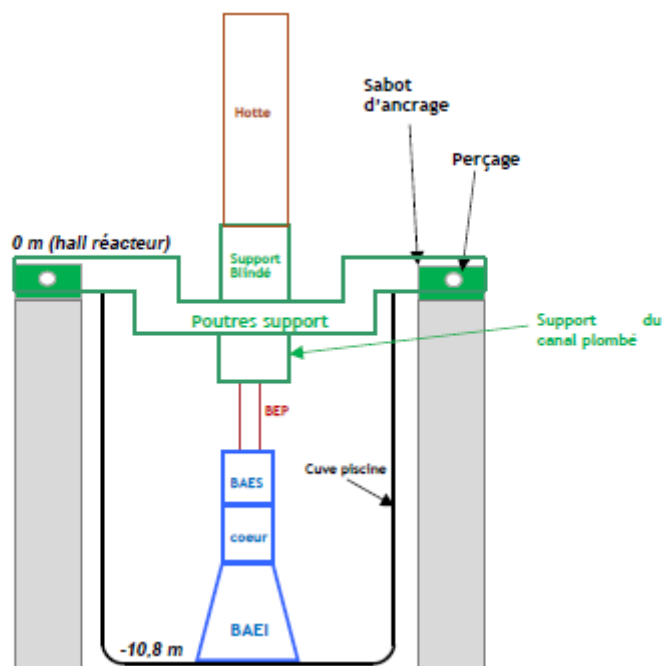


Figure 5 : Ensemble poutres support du bloc-cœur

L'exigence de comportement de l'ensemble « poutres support du bloc-cœur » est de ne pas créer de projectiles et d'assurer sa fonction de supportage (exigence de stabilité). Les critères de vérification retenus par le CEA sont les critères de niveau D du code RCC-M de 2012. L'exploitant a identifié les points à risque en cas de SND à partir de marges obtenues dans les études de tenue au séisme de dimensionnement, lorsque les composants ont des marges inférieures à 33%. L'ASNR a considéré que la modélisation présentait des lacunes, et que l'étude du CEA présentait des incohérences entre les hypothèses (comportement linéaire des poutres) et la justification du dépassement de critères (comportement bi-axial). Le CEA a pris des engagements en 2020 [10] pour pallier ces insuffisances. Il a par ailleurs été mis en exergue, dans l'étude du CEA, des déformations plastiques dans certaines parties des poutres support bloc-cœur. Ces déformations peuvent favoriser une

instabilité élastique des poutres. L'ASNR considère que le CEA doit analyser, dans le cas de déformations plastiques identifiées, le comportement de ces zones en tenant compte de leurs déformations lors des répliques. En réponse à ses engagements, le CEA a apporté des analyses complémentaires démontrant que le caractère très localisé des déformations plastiques ne remettait pas en cause les critères de vérification retenus. L'ASNR considère ces éléments satisfaisants.

### 7.3.3. Sabots des poutres support du bloc-cœur et ancrage des sabots

Ces sabots ont une exigence de stabilité en cas de SND et sont vérifiés selon le code RCC-M de 2012 avec les critères du niveau D. Le CEA a modélisé les sabots d'une part, les ancrages des sabots d'autre part, l'étude du comportement des sabots est acceptable. Toutefois, l'engagement pris par l'exploitant en 2020 [10] devra être pris en compte dans l'évaluation du comportement des sabots et leurs ancrages en cas de SND, le CEA s'est engagé (n°7) à mettre à jour l'étude de comportement des sabots à partir des résultats issus de l'engagement n°6. Cela n'appelle de remarques de l'ASNR.

### 7.3.4. Bloc-cœur

Les exigences associées aux composants principaux sont identiques à celles retenues pour le séisme de dimensionnement. Les exigences de la passerelle située au-dessus du cœur, du système de verrouillage des assemblages, des tubes BCS et des platines d'ancrage des traversées cuve sont moins contraignantes que celles définies pour le séisme de dimensionnement.

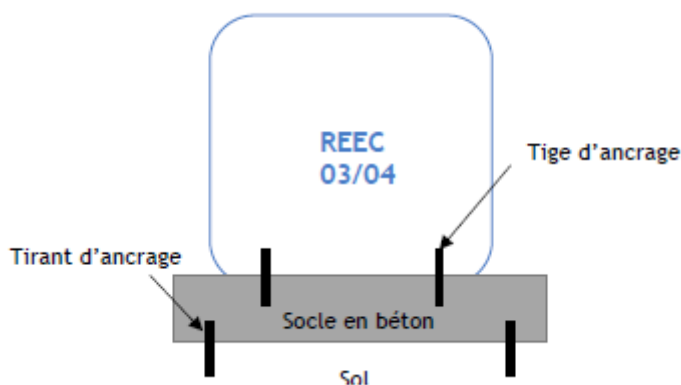
Après avoir défini les exigences des composants principaux du bloc-cœur (BAEI, BAES, grille, enveloppe de cœur, passerelle, système de verrouillage, tubes BCS et platines d'ancrages), le CEA a identifié les points à risque en cas de SND à partir de marges obtenues dans les études de tenue au séisme de dimensionnement lorsque ces marges sont inférieures à 33%.

Cependant, le CEA n'a pas retenu la modélisation actualisée et utilisée dans le cadre de la réponse à la demande du courrier du 28 février 2012 [9]. L'ASNR considère que la justification de la robustesse des composants par l'exploitant n'est pas satisfaisante [19]. L'ASNR considère également que la modélisation de l'étude devrait être adaptée aux phénomènes étudiés que le CEA doit vérifier le respect des exigences de comportement assignées au bloc-cœur en cas de séisme noyau dur à partir d'une étude numérique réalisée sur la base de la modélisation du bloc-cœur retenue par le CEA [14] pour l'étude de comportement en cas de SDD.

**Ceci fait l'objet d'une prescription dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].**

### 7.3.5. Réservoirs d'eau du cœur

La figure suivante présente le système d'ancrage des réservoirs d'eau du cœur du réacteur.



Le comportement des réservoirs REEC03 & REEC04 ainsi que leurs composants ont été étudiés sous séisme SND à la suite des conclusions des ECS. Les exigences en cas de séisme SND sont l'intégrité et l'étanchéité des réservoirs et des tuyauteries, ainsi que l'intégrité des supports. Une exigence de fermeture et de maintien en position fermée est à respecter pour la vanne de sectionnement motorisée VAEC 03. Les critères de vérification retenus sont ceux du code RCC-M de 2012, à savoir les critères de niveau C pour les réservoirs et les brides et les critères de niveau D pour les supports des réservoirs et les tuyauteries.

L'exploitant a également intégré dans son plan d'actions du réexamen la réalisation de renforcement des tuyauteries du circuit de refroidissement de l'eau des réservoirs (support en pied des traits verticaux des tuyauteries) et remplacer les brides du circuit de sortie des réservoirs selon les conclusions de l'étude du comportement au séisme de niveau SND des réservoirs d'eau du cœur. Le CEA s'est engagé en 2020 [10] en ce sens ce qui est satisfaisant pour l'ASNR. Cependant, en ce qui concerne la vanne VAEC 03, le CEA estime que l'étanchéité est assurée par l'exigence d'intégrité des tuyauteries. L'ASNR considère que l'exigence d'intégrité est insuffisante pour justifier l'exigence d'étanchéité des tuyauteries du circuit d'eau du cœur et du circuit de refroidissement de l'eau des réservoirs en cas de SND. L'ASNR considère que le CEA doit justifier l'exigence d'étanchéité de la vanne à partir d'une exigence d'intégrité.

**Ce point fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

En ce qui concerne le comportement du circuit de refroidissement de l'eau des réservoirs, l'étude de comportement n'est pas complète. Le CEA n'a étudié que le comportement de la partie du circuit de refroidissement à partir du prélèvement dans les réservoirs jusqu'à la bride en amont de la pompe, excluant de l'étude la portion du circuit de refroidissement située entre les piquages et les vannes manuelles alors que cette dernière pourrait conduire à vidanger l'eau des réservoirs en cas d'agression.

**Ce point fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

### 7.3.6. Agresseurs potentiels des SSC

Les agresseurs potentiels de ces SSC mentionnés ci-avant sont notamment les ouvrages de génie civil (bâtiment réacteur, bâtiment 788), le pont roulant du bâtiment 788 et le château X entreposé sur son support dans le bâtiment 788.

L'exploitant considère avoir répondu à son engagement OPR 9 du 10 juin 2013 [41] issu des ECS, toutefois l'expertise technique réalisée au cours de l'instruction du réexamen [19] a montré que le CEA n'a pas suffisamment étayé sa démonstration de justification des marges par rapport à un séisme enveloppe qui, par ailleurs, n'ont jamais été validées lors de précédentes expertises.

**Ceci fait l'objet d'une prescription dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].**

## 7.4. Prescription CEA-INB24-03

---

Lors de l'ECS de l'installation Cabri, la situation redoutée de fusion du cœur sous eau n'a pas été retenue par le CEA. En effet, ce dernier a estimé que le bon refroidissement du cœur ne serait pas remis en cause en cas de séisme extrême, et en particulier que les clapets de convection naturelle ne sont pas nécessaires dans cette situation pour refroidir le cœur sous eau, après arrêt d'urgence (AU) par chute gravitaire des BCS du réacteur initialement en puissance. Il demeurerait une réserve dans l'analyse des situations redoutées susceptibles d'engendrer un effet falaise, le CEA devait justifier l'absence de nécessité d'ouverture des clapets de convection naturelle pour refroidir le cœur sous eau à la suite d'un arrêt du réacteur. Cette réserve a donné lieu à la

prescription CEA-INB24-03<sup>8</sup> dans la décision de l'ASNR de 2015 [43]. Le CEA a évalué les conséquences sur le cœur de l'indisponibilité des clapets de convection naturelle en situation « noyau dur ». Pour cela, l'exploitant a étudié un transitoire thermo-hydraulique initié par le grippage de la pompe d'alimentation, en postulant le blocage en position fermée des clapets de convection naturelle, ce qui constitue une hypothèse enveloppe. **L'ASNR considère que l'étude présentée, et instruite dans le cadre du réexamen, compte tenu des conservatismes, est satisfaisante et répond à la prescription [CEA-INB24-03].**

## 8. Autres pièces du référentiel

L'exploitant a en outre transmis des documents en appui du réexamen périodique en complément à la réponse aux demandes formulées lors de l'instruction du DOR. Il s'agit notamment, du plan de démantèlement, de l'expertise radiologique de l'INB n°24 sur la période 2004-2014, et de l'étude de poste dosimétrique sur l'installation.

Le plan de démantèlement de l'INB n°24 a été mis à jour dans le cadre du réexamen périodique. Il constitue une refonte totale du plan de démantèlement en intégrant les évolutions comme préconisées dans le guide n° 6 de l'ASNR [44].

L'ASNR considère que le CEA a fourni un plan de démantèlement satisfaisant [45]. Toutefois, le CEA indique dans ce document que : « Dans le cas où des données ne seraient pas retrouvées, une interview des anciens pourrait éventuellement être réalisée afin de recueillir les informations nécessaires au démantèlement. Pour cela, les équipements et/ou circuits représentant un enjeu pour la sûreté lors du démantèlement seraient à définir, ce qui permettrait d'identifier les personnes détenant les connaissances nécessaires. Ces personnes pourront être du personnel expérimenté des installations ou ayant travaillé pour les installations, du personnel d'installations similaires autres réacteurs expérimentaux ou des retraités. »

Il est à noter que la date d'arrêt définitif du réacteur n'est pas déterminée à ce jour, et que la durée des opérations de démantèlement associées sera à décider au moment opportun. Il paraît donc nécessaire d'anticiper le recueil d'informations et d'identifier les équipements et le personnel nécessaires à cette tâche dès à présent.

**Ce point fait l'objet d'une demande dans le courrier de l'ASNR de juin 2025 [24].**

---

<sup>8</sup> « Avant le 30 juin 2015, l'exploitant complète son analyse sur l'absence de nécessité d'ouverture des clapets de convection naturelle pour refroidir le cœur sous eau à la suite d'un arrêt du réacteur en cas de situation noyau dur. »

## 9. Perspectives pour les années à venir

Le CEA a initialement développé les prévisions d'exploitation de l'installation sur la période allant de 2017 à 2027. Dans ce cadre, le CEA a indiqué que le programme CIP se déroulerait jusqu'à 2024 et que des perspectives de programmes sont prévues. L'ASNR a alors demandé en 2018 [2] au CEA de préciser les perspectives d'exploitation de l'installation, depuis la fin estimée du programme CIP jusqu'à l'année 2027.

Le CEA a indiqué en 2019 [3] que conformément au décret du 10 mars 2016 [46], le réacteur Cabri est une installation mise à disposition prioritairement de l'IRSN pour les besoins de recherche en sûreté, et plus particulièrement pour l'étude du comportement du combustible nucléaire en situation accidentelle. Les perspectives de programmes de recherche pour l'INB n°24 concernent notamment, dans un premier temps, le lancement d'un projet d'étude du comportement du combustible en situation d'APRP (Accident de Perte de Réfrigérant Primaire) pour pallier l'arrêt de l'installation Halden et dans l'attente de la mise en service du RJH.

De plus, le réacteur Cabri a été autorisé par décret du 2 août 2022 [8] à réaliser des programmes expérimentaux d'irradiation d'objets à la suite de la sollicitation de la Direction des Applications Militaires (DAM). Le réacteur Cabri pouvant se positionner en tant que moyen d'irradiation dans des conditions autres que purement accidentelles pour des besoins industriels de qualification de performance, d'autres programmes similaires pourraient également être développés sur l'installation.

Enfin, il est important de rappeler que deux fuites ont été détectées par le CEA, l'une dans la double enveloppe du réservoir REEC03 et l'autre au niveau du canal nord de l'hodoscope à la suite d'une corrosion et ont fait l'objet de la déclaration de deux événements significatifs par le CEA en septembre 2020 et février 2021 [47][48]. L'ASNR a, dans le premier cas, tout d'abord autorisé un fonctionnement avec des mesures compensatoires avant que le CEA ne corrige le défaut présent sur ses réservoirs à l'été 2022. Pour le second cas, le CEA a développé une stratégie de réparation accompagnée de demandes d'autorisation auprès de l'ASNR pour un fonctionnement avec mesures compensatoires, considérant différents scénarios d'évolution de la fuite. Ces éléments ont été instruits par l'ASNR qui a autorisé en septembre 2022 la reprise des programmes d'essais CIP et d'essai d'irradiation de composants électroniques, qui se sont poursuivis en 2023. Finalement, l'ASNR a autorisé en 2024 [49] la demande de réparation sous eau du canal nord de l'hodoscope qui doit permettre d'achever la remise en état complète du réacteur. Cette réparation sera mise en œuvre par le CEA à la fin de la réalisation du programme d'essais actuel, à l'horizon de la fin de l'année 2025.

## 10. Conclusions sur la poursuite de l'exploitation

L'ASNR souligne la qualité du dossier de réexamen transmis par le CEA [1], et en particulier l'étendue des contrôles réalisés au titre de l'examen de conformité et des analyses réalisées au titre de la réévaluation de la maîtrise des risques et inconvénients. L'ASNR veillera à ce que l'ensemble des actions prévues par le CEA soit réalisées dans les délais envisagés.

Dans le cadre du rapport de conclusions du réexamen transmis par le CEA [1], l'ASNR note que ce dernier s'est engagé à mettre en œuvre plusieurs actions de mise en conformité et d'amélioration de sûreté (par exemple, rénovation du pont roulant, améliorations de protection concernant les différents locaux de l'installation, protection des câbles électriques dans le local ventilation) et à réaliser des études supplémentaires sur des sujets techniques spécifiques (par exemple, la maîtrise de la sûreté des manutentions de charges lourdes dans le bâtiment réacteur, ou le comportement, en cas de SND, de certains SSC de l'installation et de leurs agresseurs potentiels).

De plus, en cours d'instruction, l'exploitant a pris 26 engagements supplémentaires [10]. L'ASNR a estimé qu'il était nécessaire que certains de ces engagements soient prescrits dans la décision du 27 mai 2025 [23].

Les enjeux de sûreté liés au séisme, à l'incendie, à la manutention des appareils de levage et des éléments combustibles ont été les sujets centraux de l'instruction du rapport de conclusions du réexamen.

Concernant le séisme, le CEA a démontré la tenue sous séisme de dimensionnement des bâtiments, du bloc-cœur et de ses équipements (boîtes à eau, boulons, pions, soudures, soufflet). Le CEA s'est engagé à réévaluer et à poursuivre ses actions, de même qu'à transmettre des compléments de démonstration concernant la tenue sismique de certains bâtiments et équipements. En revanche, bien que l'exploitant ait démontré la robustesse d'un certain nombre d'équipements au SND, l'ASNR ne considère pas satisfaisante la démonstration de la robustesse d'autres équipements car ils nécessitent des compléments. Des demandes de l'ASNR ont donc été formulées dans le courrier du XX 2024 [24] accompagnées de prescriptions dans la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23].

Concernant l'incendie, l'ASNR considère que les dispositions d'améliorations intégrées dans le plan d'actions du réexamen sont satisfaisantes. Toutefois, l'ASNR considère que la démonstration de la stabilité au feu de certaines structures nécessite d'être complétée, en ce qui concerne l'évaluation des conséquences de la ruine de ces dernières, pour pouvoir justifier la bonne stabilité d'ensemble du bâtiment réacteur.

Concernant les risques liés aux opérations de manutention, l'ASNR souligne la qualité et le périmètre des études complémentaires réalisées par le CEA des scénarios de chutes des éléments combustible permettant d'évaluer leurs conséquences. Néanmoins, l'ASNR estime que des justifications complémentaires sur la validité d'hypothèses pour la maîtrise du risque sous-criticité en cas de chute sont nécessaires.

**En conclusion, l'ASNR est favorable à la poursuite du fonctionnement de l'INB n°24, sous réserve des prescriptions de la décision de l'ASNR du 27 mai 2025 [23]. Cette décision dispose par ailleurs que la transmission du prochain rapport de conclusions de réexamen périodique doit intervenir avant le 30 octobre 2027.**

Enfin, l'ASNR continuera à exercer un contrôle régulier de l'exploitation de l'INB n°24. Conformément à l'article L. 593-22 du code de l'environnement, en cas de risques graves et imminents, l'ASNR peut suspendre, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de cette installation.

# Annexes

## Sigles, abréviations et dénominations

|                       |                                                                                                             |
|-----------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>AIP</b>            | Activité Importante pour la Protection                                                                      |
| <b>ASNR</b>           | Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection                                                          |
| <b>AU</b>             | Arrêt d'urgence                                                                                             |
| <b>BAEI</b>           | Boîte à eau inférieure                                                                                      |
| <b>BAES</b>           | Boîte à eau supérieure                                                                                      |
| <b>BCS</b>            | Barre de Commande et de Sécurité                                                                            |
| <b>BEP</b>            | Boucle à Eau Pressurisé                                                                                     |
| <b>CEP</b>            | Contrôles et essais périodique                                                                              |
| <b>CIP</b>            | Cabri International Program                                                                                 |
| <b>DNF</b>            | Dernier niveau de filtration                                                                                |
| <b>DOR</b>            | Dossier d'Orientation du Réexamen                                                                           |
| <b>EC</b>             | Élément combustible                                                                                         |
| <b>ECS</b>            | Evaluations complémentaires de sûreté                                                                       |
| <b>ESP</b>            | Équipement sous pression                                                                                    |
| <b>EP</b>             | Élément Important pour la Protection                                                                        |
| <b>FLS</b>            | Formation locale de sécurité                                                                                |
| <b>INB</b>            | Installation nucléaire de base                                                                              |
| <b>INES</b>           | International nuclear event scale (échelle internationale de gravité des incidents ou accidents nucléaires) |
| <b>IRSN</b>           | Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire                                                          |
| <b>MOX</b>            | Combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium                                                  |
| <b>REP</b>            | Réacteur à Eau Pressurisé                                                                                   |
| <b>RGE</b>            | Règles générales d'exploitation                                                                             |
| <b>RS</b>             | Rapport de sûreté                                                                                           |
| <b>SDD</b>            | Séisme de dimensionnement                                                                                   |
| <b>SMHV</b>           | Séisme maximal historiquement vraisemblable                                                                 |
| <b>SMS</b>            | Séisme majoré de sécurité                                                                                   |
| <b>UO<sub>2</sub></b> | Dioxyde d'uranium                                                                                           |
| <b>VRP</b>            | Vérification réglementaire et périodique                                                                    |