



RÉPUBLIQUE
FRANÇAISE

*Liberté
Égalité
Fraternité*

IRSN

INSTITUT DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

RETOUR D'EXPÉRIENCE DES PROJETS D'EPR DANS LE MONDE

RÉPONSE À LA SAISINE DE LA CNDP DU 12 JUILLET 2022



MEMBRE DE
ETSON

L'EXPERT PUBLIC DES RISQUES NUCLÉAIRES ET RADIOLOGIQUES

Expertiser, rechercher, protéger, anticiper, partager, telles sont les missions de l'IRSN au service des pouvoirs publics et de la population.

La singularité de l'Institut réside dans sa capacité à associer chercheurs et experts pour anticiper les questions à venir sur l'évolution et la maîtrise des risques nucléaires et radiologiques.

Les femmes et les hommes de l'IRSN ont à cœur de faire connaître leurs travaux et de partager leurs savoirs avec la société. Ils contribuent ainsi à améliorer l'accès à l'information et le dialogue avec les parties prenantes.

L'Institut concourt aux politiques publiques de sûreté et sécurité nucléaires, de santé, d'environnement et de gestion de crise.

Établissement Public à caractère Industriel et Commercial (EPIC), sous la tutelle conjointe du ministre chargé de l'Environnement, du ministre de la Défense, et des ministres chargés de l'Énergie, de la Recherche et de la Santé, l'IRSN inscrit pleinement son action dans les politiques de modernisation de l'État avec sa démarche de management des risques et la mise en œuvre d'une politique globale en matière de responsabilité sociétale

L'INSTITUT
COMPTE
ENVIRON **1 816**
COLLABORATEURS

parmi lesquels
de nombreux
ingénieurs,
médecins,
agronomes,
vétérinaires,
techniciens,
experts
et chercheurs.

Pour mener à bien
ses missions,
l'IRSN dispose

**D'UN BUDGET
D'ENVIRON**

271 M€

RÉSUMÉ

Dans le cadre du débat public « programme nouveaux réacteurs nucléaires et projet de deux réacteurs EPR2 à Penly », la Présidente de la Commission Nationale du Débat Public (CNDP) a demandé à l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) des rapports techniques, facilement accessibles à un public non spécialiste, sur plusieurs points techniques relatifs au choix par EDF de la technologie EPR. Deux rapports sont rédigés pour répondre à cette demande :

- le présent rapport sur le retour d'expérience, sous l'angle de la sûreté, de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs EPR en France et dans le monde ;
- un rapport consacré aux autres modèles de réacteurs dits de génération III et aux réacteurs modulaires de faible puissance ainsi qu'aux principales évolutions de conception entre l'EPR et l'EPR2.

Le projet EPR a été initié à la fin des années 1980 dans le cadre d'une collaboration entre la France et l'Allemagne qui s'est poursuivie jusqu'en 1998. En avril 2007, le décret d'autorisation de création du réacteur EPR de Flamanville a été délivré. Le démarrage du réacteur EPR de Flamanville est aujourd'hui annoncé par EDF en 2023.

La conception de l'EPR repose sur celle des réacteurs existants, les réacteurs nucléaires de type N4 français et Konvoi allemands. Cependant, des évolutions importantes ont été introduites par rapport aux réacteurs existants afin de renforcer la prévention des accidents, la protection de l'installation contre les effets des agressions et la gestion des accidents graves. La conception vise un gain significatif en termes de sûreté par rapport aux réacteurs précédents.

Un certain nombre d'écarts aux exigences de sûreté ont été détectés au cours du projet de réacteur EPR de Flamanville, notamment au cours de la fabrication des équipements et de la construction. Les principaux écarts sont décrits dans le présent rapport ; le rapport présente également quelques éléments de retour d'expérience des réacteurs EPR à l'étranger. Plusieurs facteurs sont à l'origine de ces écarts, la maîtrise du projet dans la durée, le suivi des prestataires ainsi que des choix plus techniques.

Le retour d'expérience de certains des écarts présentés a d'ores et déjà été pris en compte sur l'EPR2. Sur les autres écarts, l'IRSN sera attentif à la bonne prise en compte de ce retour d'expérience.

SOMMAIRE

1. INTRODUCTION	6
2. LE PROJET EPR.....	7
3. ALEAS TECHNIQUES RENCONTRÉS PAR EDF SUR LE PROJET EPR	11
3.1 GÉNIE CIVIL	11
3.2 COMPOSANTS DU CIRCUIT PRIMAIRE ET DES CIRCUITS SECONDAIRES	12
— Couvercle et fond de la cuve.....	13
— Soudures « set-in » du circuit primaire principal	13
— Vibrations de la ligne d’expansion du pressuriseur.....	14
— Soupapes du pressuriseur.....	15
— Soudures des tuyauteries de vapeur principales des circuits secondaires.....	16
3.3 SYSTÈMES DE SÛRETÉ.....	18
— Contrôle-commande.....	18
— Filtration de l’eau de l’IRWST	19
— Echangeurs entre le circuit de réfrigération intermédiaire et le circuit d’eau brute secourue.....	20
3.4 RETOUR D’EXPÉRIENCE DES EPR DE TAISHAN.....	22
— Essais physiques relatifs au comportement des cœurs	22
— Fluctuations neutroniques.....	22
— Inétanchéité de crayons de combustible	23
— Défaillance des collecteurs	23
4. CONCLUSION	24
ANNEXE 1 :SAISINE DE LA CNDP	25

INTRODUCTION

Dans le cadre de la préparation du débat public « programme nouveaux réacteurs nucléaires et projet de deux réacteurs EPR2 à Penly », la Présidente de la Commission Nationale du Débat Public (CNDP) a demandé à l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) de rédiger des rapports techniques, facilement accessibles à un public non spécialiste, sur plusieurs points techniques relatifs au choix par EDF de la technologie EPR (voir Annexe 1 :saisine de la CNDP), à savoir :

- le retour d'expérience de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs EPR dans le monde ;
- les autres modèles de réacteurs à eau pressurisée de forte puissance de génération III en projet ou en construction dans le monde, comparables aux EPR2 ;
- les projets de réacteurs modulaires de plus faible puissance dits Small Modular Reactors (SMR).

Le présent rapport est consacré au premier point ci-dessus. Un second rapport traite des autres modèles de réacteurs de génération III et des réacteurs modulaires, ainsi que des principales évolutions entre l'EPR et l'EPR2.

Ainsi, ce rapport aborde, sous l'angle de la sûreté, le retour d'expérience « technique » acquis lors de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des projets d'EPR dans le monde.

L'IRSN rappelle le contexte dans lequel ce projet a été engagé, les améliorations de sûreté apportées à la conception de l'EPR puis présente, de manière factuelle, les difficultés et écarts rencontrés sur le projet de réacteur EPR de Flamanville et la manière dont ils ont été résolus et, sur la base des informations à sa disposition, des éléments de retour d'expérience des réacteurs EPR mis en service en Chine et en Finlande. Ces éléments mettent en lumière des points d'attention qui devront être pris en compte pour les projets EPR2. Ce rapport ne se veut pas exhaustif, il aborde les sujets les plus marquants du point de vue de la sûreté. Il s'appuie sur des éléments publics, notamment la quinzaine d'avis de l'IRSN sur le sujet.

Sont successivement abordés les sujets suivants :

- le génie civil ;
- les gros composants du réacteur (couvercle et fond de la cuve, les circuits primaire et secondaire et leurs soudures, soupapes du pressuriseur...) ;
- les systèmes (contrôle-commande, injection de sécurité...) ;
- le premier retour d'expérience des réacteurs EPR (réacteurs de Taishan).

LE PROJET EPR

Le projet EPR a été initié à la fin des années 1980 avec l'objectif d'améliorer sensiblement la sûreté et la protection de la population et de l'environnement contre les rayonnements ionisants par rapport aux réacteurs en fonctionnement, dans le cadre d'une coopération entre la France et l'Allemagne.

Un réacteur évolutionnaire qui comporte des améliorations de sûreté notables par rapport aux réacteurs existants

Les objectifs généraux de sûreté retenus par les industriels au début de la conception du réacteur EPR sont les suivants¹ :

- **Réduction de l'exposition des travailleurs** au cours de l'exploitation normale et des incidents d'exploitation. En fonctionnement normal, limitation des rejets radioactifs ainsi que des quantités et activités des déchets radioactifs ;
- **Réduction du nombre d'incidents d'exploitation**. L'amélioration des équipements utilisés en fonctionnement normal doit permettre de réduire les fréquences des défaillances entraînant des situations particulières d'exploitation (transitoire) et des incidents, et par conséquent les possibilités d'apparition de situations accidentelles ;
- **Réduction de la fréquence globale de fusion du cœur** à 10^{-5} par an et par réacteur en tenant compte de tous les types de défaillances et d'agressions ;
- **Réduction significative des rejets radioactifs** dans tous les cas d'accident :
 - ▶ pour les accidents sans fusion du cœur, pas de nécessité d'action de protection des populations (évacuation, mise à l'abri) au voisinage de la centrale ;
 - ▶ pour les accidents de fusion du cœur, des dispositions de conception sont prises pour rendre très improbables les rejets précoces importants² ;
 - ▶ pour les autres situations de fusion du cœur³, la conception doit être telle que les rejets potentiels ne nécessitent que des actions de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps, à savoir une mise à l'abri limitée aux premiers kilomètres autour du site, pas de relogement permanent, pas d'évacuation au-delà du voisinage immédiat de la centrale et pas de restriction à long terme de la consommation de denrées alimentaires.

L'EPR est un réacteur « évolutionnaire », c'est-à-dire que sa conception repose sur celle de réacteurs existants : réacteurs de type N4 français et Konvoi allemands. C'est un réacteur d'une capacité de production importante, de 1 600 mégawatt (MWe) contre 1 450 MWe pour les derniers réacteurs construits en France (de type N4). Il est conçu en considérant une durée de fonctionnement de 60 ans.

La collaboration entre la France et l'Allemagne sur le réacteur EPR s'est poursuivie jusqu'en 1998, date à laquelle l'Allemagne a décidé d'abandonner le développement de l'énergie nucléaire. Après cette décision, la France a poursuivi le projet en conservant les grandes options de conception définies conjointement entre les ingénieries françaises et allemandes, mais sans bénéficier du retour d'expérience des choix de conception issus des réacteurs de type Konvoi. Citons par exemple le cas des soupapes du pressuriseur.

Des évolutions importantes ont été introduites par rapport aux réacteurs existants afin de satisfaire aux objectifs de sûreté détaillés ci-avant. En outre, le réacteur EPR de Flamanville est le premier réacteur français à bénéficier, dès sa conception, de l'ensemble des enseignements tirés des accidents de Three Mile Island (Etats-Unis) et de Tchernobyl (Union Soviétique),

¹ Ces objectifs seront par la suite repris par l'association des régulateurs européens (WENRA) comme objectifs à viser pour les projets de réacteurs devant être construits en Europe.

² Rejets précoces importants : rejets dont la cinétique ne permet pas la mise en œuvre d'actions de protection des populations.

³ Situations qui peuvent conduire à des rejets dont la cinétique est compatible avec la mise en œuvre d'actions de protection des populations.

et des travaux de recherche, de développement et d'études réalisés ensuite ainsi que du retour d'expérience des réacteurs en fonctionnement.

Ainsi, la défense en profondeur est renforcée par rapport aux réacteurs en fonctionnement, en particulier par :

- la prise en compte, à la conception, pour prévenir le risque de fusion du cœur, des défaillances multiples;
- l'amélioration de la protection contre les effets des agressions, qu'il s'agisse des agressions internes (par exemple : incendie, inondation interne, explosion, projectile...) ou des agressions externes (séisme, chute d'avion, explosion, conditions climatiques extrêmes...);
- l'ajout de dispositions permettant de limiter les rejets radioactifs potentiels en cas d'accident de fusion du cœur du réacteur.

1 ^{er} niveau	Prévention des anomalies du fonctionnement normal et des défaillances d'équipements et les erreurs humaines (qualité de conception, de réalisation, conditions d'exploitation)
2 ^{ème} niveau	Maintien de l'installation dans le domaine de fonctionnement autorisé grâce à la surveillance et à la détection des écarts - Prévention des accidents
3 ^{ème} niveau	Maîtrise des accidents - Prévention d'un accident grave - Limitation des rejets dans l'environnement - Objectif principal : sauvegarde du cœur
4 ^{ème} niveau	Maîtrise des accidents graves - Limitation des rejets dans l'environnement - Objectif principal : sauvegarde du confinement
5 ^{ème} niveau	Limitation des conséquences pour les populations

Figure 1 : Les niveaux de défense en profondeur

Le réacteur EPR présente, par rapport aux réacteurs en fonctionnement :

- un plus grand niveau de redondance, de diversification⁴ et de séparation physique des systèmes de sauvegarde ;
- une plus grande diversification des systèmes de refroidissement et des sources électriques.

Il possède quatre trains de sûreté⁵, un seul train étant suffisant pour ramener le réacteur dans un état sûr. Cela visait à faciliter l'organisation des opérations de maintenance.

Ces caractéristiques permettent de limiter le risque de fusion du cœur ainsi que les conséquences des agressions notamment internes.

La sûreté de la piscine d'entreposage a également été notablement renforcée, afin de rendre très improbable toute dégradation des assemblages combustibles entreposés.

De plus, l'existence d'un radier commun à l'ensemble de l'îlot nucléaire⁶ confère à l'installation une meilleure robustesse à l'égard du séisme (limitation du mouvement différentiel des bâtiments qui pourrait endommager les circuits). Le calage de la plateforme prenant en compte l'évolution estimée du niveau de la mer jusqu'en 2080 permet par ailleurs une meilleure protection à l'égard des inondations externes. Le bâtiment du réacteur, celui de la piscine et deux bâtiments comportant des systèmes de secours nécessaires en cas d'accident ont enfin été renforcés pour limiter les conséquences d'une chute d'avion.

La robustesse de l'EPR à l'égard des effets des séismes, inondations et conditions climatiques extrêmes mais aussi des pertes de sources électriques a été confirmée par les tests de résistance (ou « stress-test ») menés à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon en 2011. Quelques améliorations de sûreté ont été apportées dans ce cadre, par exemple la mise en place de dispositifs mobiles permettant d'utiliser la réserve d'eau douce située sur la falaise au-dessus de la centrale pour refroidir notamment l'enceinte de confinement en cas d'accident grave ainsi que les assemblages combustibles entreposés dans la piscine de désactivation.

⁴ La diversification consiste à retenir des choix de conception différents pour assurer une fonction (alimentation électrique par exemple), de manière à fiabiliser sa réalisation.

⁵ Un train de sûreté est un ensemble d'équipements faisant partie d'un système et réalisant une fonction de sûreté. Deux trains de sûreté réalisent la même fonction de sûreté, sont redondants et indépendants. Ainsi, lorsqu'un train de sûreté est indisponible, la fonction peut être réalisée par le ou les autres trains.

⁶ L'îlot nucléaire comprend les bâtiments dans lesquels est produite la chaleur à partir de la réaction de fission.

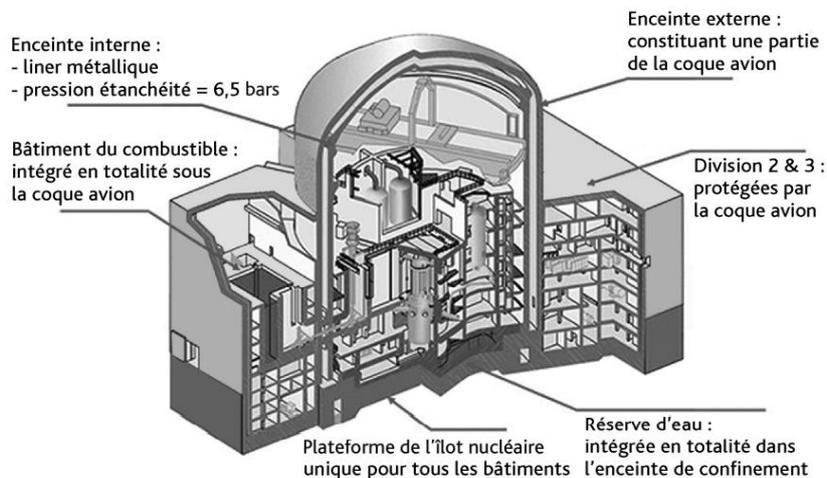


Figure 2 : Vue en coupe du réacteur EPR

Parmi les dispositions prévues pour limiter les rejets radioactifs en cas d'accident grave, on citera :

- le récupérateur de corium (cf. ci-contre), situé au fond du bâtiment réacteur ; il est conçu pour recueillir et refroidir le cœur fondu (ou corium⁷) après rupture de la cuve. Il vise à protéger le radier de l'enceinte de confinement des dégradations liées à l'interaction entre le corium et le béton et donc à préserver l'intégrité de l'enceinte ;
- un système de refroidissement ultime ; ce système permet, en cas d'accident grave, d'une part d'évacuer la puissance résiduelle⁸ du réacteur et de contrôler la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement, d'autre part de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sur le long terme. Il permet également de refroidir le corium dans le récupérateur précité.

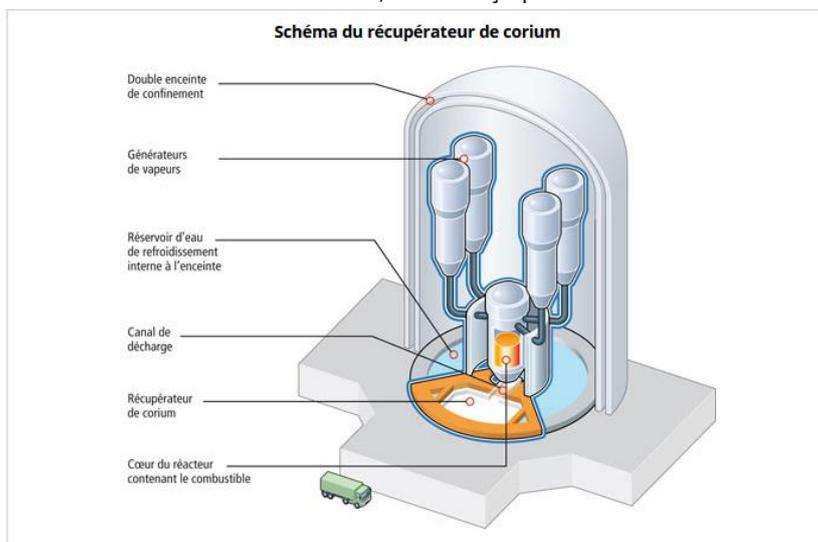


Figure 3 : Le récupérateur de corium

Pour plus d'informations concernant la conception du réacteur EPR, consulter le livre « Eléments de sûreté nucléaire – Les réacteurs à eau sous pressions », chapitre 18 - Les réacteurs de nouvelle génération (<https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Pages/La-Collection-sciences-et-techniques-4628.aspx>).

⁷ Le corium est un mélange de combustible et de matériaux de structure du cœur fondu.

⁸ Puissance émise par les assemblages combustibles après l'arrêt de la réaction en chaîne.

Une durée du projet qui a eu des conséquences sur la maîtrise technique du projet par EDF

Une trentaine d'années se sera écoulée entre la décision de développer un réacteur EPR et la mise en service du premier réacteur de ce type. Cela a eu des conséquences sur la maîtrise technique du projet par EDF, en l'absence de dispositions suffisantes de suivi et de gestion des interfaces notamment⁹.

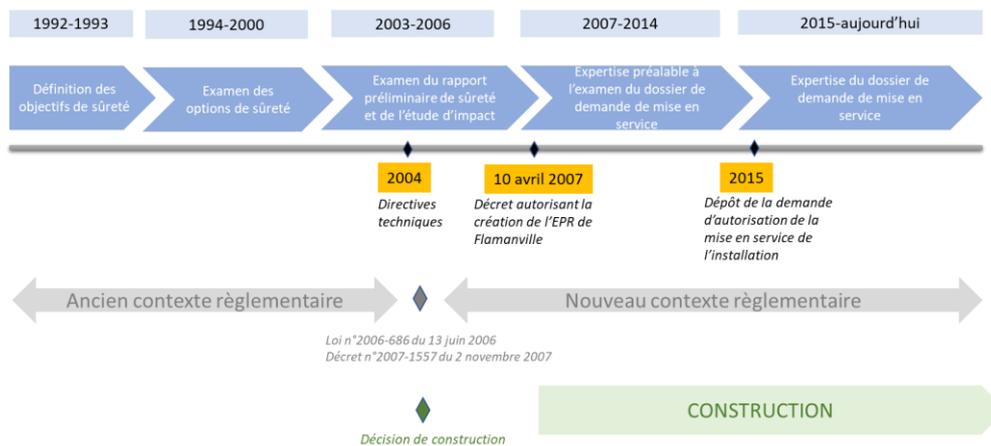


Figure 4 : Les différentes phases du projet EPR FA3

En outre, plusieurs évolutions de la réglementation sont intervenues pendant cette période : en 2006-2007, au moment de l'autorisation de création du réacteur EPR de Flamanville, le régime réglementaire relatif aux INB a été modifié (publication le 13 juin 2006 de la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire), puis en 2005 la réglementation des Équipements Sous Pression Nucléaire (ESPN) a introduit de nouvelles exigences applicables aux gros composants du réacteur tels que la cuve (en termes de qualification technique, de résistance aux agressions, de procédures de soudage, d'examen avant épreuve et de documentation) alors que leur fabrication était en cours.

⁹ Cf. <https://www.economie.gouv.fr/rapport-epr-flamanville#>

ALEAS TECHNIQUES RENCONTRÉS PAR EDF SUR LE PROJET EPR

3.1 GÉNIE CIVIL

Une attention particulière a été portée par l’Autorité de sûreté nucléaire (ASN) à la phase de construction de l’installation, avec un programme annuel de près de 25 inspections sur le site de Flamanville. De nombreuses inspections ont ainsi été menées sur les activités de génie civil du réacteur EPR de Flamanville à partir de 2007, afin de s’assurer du respect des exigences du rapport de sûreté.

Plusieurs écarts relatifs à la réalisation des ouvrages ont été identifiés lors des inspections menées par l’ASN sur le chantier de construction. Les inspecteurs et les experts de l’IRSN qui les accompagnaient ont relevé des dysfonctionnements génériques dans l’organisation et dans la réalisation des études de génie civil, des défauts de spécifications et des non-respect des règles de l’art. Les écarts ont concerné :

- la qualité de la documentation, notamment des documents d’exécution,
- la réalisation du génie civil :
 - les méthodes de bétonnage,
 - le traitement des reprises de bétonnage,
 - la mise en place du ferrailage ;
- les soudures :
 - les méthodes d’exécution et de contrôle de la qualité de soudures des tôles de la peau d’étanchéité de l’enceinte de confinement,
 - le soudage d’une majorité des consoles de supportage du pont polaire¹⁰ du bâtiment réacteur, la présence de « nids de cailloux » dans les parois de la piscine de désactivation du combustible.

L’analyse de ces écarts a révélé des défaillances dans l’organisation d’EDF ou des sociétés prestataires, également dans certains choix techniques du groupement d’entreprises en charge des travaux, ainsi que dans la surveillance des travaux par le maître d’œuvre EDF. A la suite des constats des inspections de l’ASN et de plusieurs avis de l’IRSN, EDF a renforcé son action de surveillance des travaux et a créé une équipe de liaison entre les études et les travaux.

Par ailleurs, l’allotissement des contrats de travaux de génie civil retenu par EDF a pu conduire à des difficultés. A titre d’exemple, la société chargée de la mise en œuvre du système de précontrainte de l’enceinte interne était un sous-traitant de l’entrepreneur principal. En conséquence, elle a connu des difficultés pour imposer son niveau d’exigence de spécialiste de la précontrainte, qui est supérieur à celui des entreprises générales de génie civil. En termes de sûreté, cette situation est de nature à affecter la qualité de réalisation de l’enceinte de confinement, qui constitue la troisième barrière interposée entre les produits radioactifs et l’environnement.

Certaines études d’exécution ont été finalisées tardivement alors que les ouvrages étaient à la veille d’être réalisés. De plus, certains plans d’exécution issus des études, et nécessaires à la réalisation des travaux, n’étaient pas conformes aux règles de l’art et auraient dû être modifiés.

Ces quelques exemples soulignent les difficultés rencontrées par EDF dans le chantier de construction de l’EPR, qui proviennent en particulier d’une carence organisationnelle entre la maîtrise d’œuvre des études et celle du chantier. L’organisation, séparant les études de conception et les études d’exécution, retenue par EDF n’était pas adaptée. Suite à ces événements, la maîtrise du chantier par EDF s’est améliorée.

Enfin, la détection de ces écarts au fil du chantier a en général permis la mise en œuvre d’actions correctives. A défaut, EDF a justifié le respect des exigences de sûreté.

¹⁰ Le pont polaire permet la réalisation de manutention dans le bâtiment du réacteur

Consoles de supportages



Figure 5 : Vue des consoles de supportage du pont polaire de réacteur EPR de Flamanville 3

3.2 COMPOSANTS DU CIRCUIT PRIMAIRE ET DES CIRCUITS SECONDAIRES

Les assemblages combustibles, qui produisent par réaction de fission la puissance thermique du réacteur, sont disposés à l'intérieur d'une cuve en acier, revêtue d'une « peau » en acier inoxydable. Elle est munie d'un couvercle qui est enlevé pour les opérations de renouvellement du combustible. En fonctionnement normal, la cuve du réacteur est remplie d'eau maintenue à une pression de 155 bar et à une température de l'ordre de 300 °C. La cuve fait partie du circuit primaire qui permet l'évacuation de la chaleur produite par les assemblages combustibles grâce à une circulation d'eau dans des boucles de refroidissement. Le circuit primaire constitue la deuxième barrière de confinement de la radioactivité, la première étant constituée des gaines des assemblages combustibles et la troisième de l'enceinte de confinement et ses extensions.

Chaque boucle de refroidissement est équipée d'une pompe, qui assure la circulation de l'eau chauffée au contact des assemblages combustibles vers des échangeurs de chaleur, appelés générateurs de vapeur. Un pressuriseur, raccordé à une boucle de refroidissement, permet l'expansion de l'eau due à sa dilatation et la maîtrise de la pression dans le circuit primaire, afin de maintenir l'eau sous forme liquide. Le circuit est protégé contre le risque de surpression par des soupapes de sûreté placées en haut du pressuriseur.

L'eau du circuit primaire (radioactive) transmet sa chaleur à l'eau des circuits secondaires (non radioactive) dans les générateurs de vapeur, au nombre de 4 sur le réacteur EPR. La vapeur ainsi produite fait tourner les turbines qui, couplée à l'alternateur, produisent l'électricité. Au sortir de la turbine, la vapeur est refroidie dans un condenseur, retransformée en eau et renvoyée dans les générateurs de vapeur.

Pour le réacteur EPR de Flamanville, plusieurs anomalies ont affecté les composants du circuit primaire et des circuits secondaires. Les principales anomalies sont rappelées ci-dessous. Certaines ont conduit à une remise en conformité de l'installation aux exigences de sûreté qui leur sont applicables, d'autres ont fait l'objet d'un maintien en l'état, moyennant une justification de la part de l'exploitant et la mise en œuvre de dispositions compensatoires.

Couvercle et fond de la cuve

Fin 2014, Framatome (anciennement Areva NP) a mis en évidence une anomalie de fabrication affectant l'acier du couvercle et du fond de la cuve du réacteur EPR de Flamanville (excès de carbone dans l'acier). La cuve fait partie des équipements dits « en exclusion de rupture ». Cela signifie que sa défaillance et sa rupture ne sont pas postulées dans la démonstration de sûreté. En conséquence, sa conception, sa fabrication et son suivi en service font l'objet de dispositions de contrôle particulièrement exigeantes afin d'écartier le risque de rupture (règles de conception spécifiques, procédés de fabrication et de contrôle permettant de démontrer l'obtention d'un très haut niveau de qualité de fabrication, contrôles non destructifs renforcés en service...).



Figure 6 : Schéma de la cuve de l'EPR

Les dimensions importantes du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR ont conduit à faire évoluer le procédé de fabrication des pièces par rapport à la pratique antérieure, en utilisant notamment un lingot d'acier de masse plus élevée. L'excès de carbone dans l'acier résulte de l'utilisation d'une technique de forgeage à partir d'un lingot dit « conventionnel », de fort tonnage, pour laquelle toutes les précautions n'ont pas été prises afin d'éliminer les parties en excès de carbone¹¹ (à savoir les zones dites « de ségrégation majeure positive du carbone » ou « zones ségréguées » dans le lingot). Cette anomalie mettait en cause certaines caractéristiques mécaniques de l'acier de ces composants, notamment sa ténacité, c'est-à-dire sa capacité à résister à l'amorçage d'une fissure en cas de défauts préexistants, liés par exemple au procédé de fabrication.

L'ASN et l'IRSN ont analysé en 2017 le dossier d'analyse des conséquences de l'anomalie du couvercle et du fond de la cuve du réacteur EPR transmis par EDF pour justifier l'aptitude au service des calottes de la cuve (fond et couvercle). Les experts ont conclu à l'aptitude au service de ces calottes mais ont estimé que des dispositions de suivi en service particulières devaient être mises en œuvre pour contrôler périodiquement ces équipements durant le fonctionnement de l'installation. La faisabilité des contrôles au niveau du couvercle de la cuve n'étant pas acquise, l'ASN a demandé à EDF de remplacer le couvercle avant le 31 décembre 2024.

Soudures « set-in » du circuit primaire principal

A la suite de la découverte des écarts sur les soudures des lignes de vapeur principale des circuits secondaires (cf. ci-après), l'ASN a demandé à EDF des recontrôles sur les soudures du circuit primaire principal, en 2017. Fin 2020, EDF a informé l'ASN de l'existence d'un écart relatif au non-respect de certaines exigences du référentiel d'exclusion de rupture pour des piquages du circuit primaire principal.

Pour l'EPR, EDF a retenu une démarche d'exclusion de rupture pour les tuyauteries principales du circuit primaire. Cette démarche était jusqu'alors retenue uniquement pour les gros composants du circuit primaire (cuve, générateurs de vapeur...). Cette démarche prévoit que les « gros piquages¹² », c'est-à-dire ceux de diamètre nominal supérieur à 150 mm, soient intégrés de forge aux tuyauteries primaires. Ceci permet de limiter le nombre de soudures et de garantir des

¹¹ Zone présentant une concentration de carbone excessive (teneur atteignant localement 0,32 % pour une teneur attendue d'au maximum 0,22 %).

¹² Raccordement d'une tuyauterie sur une tuyauterie de plus grand diamètre.

propriétés mécaniques élevées et homogènes dans ces piquages. Par ailleurs, à l'exception du piquage de ligne de charge RCV¹³, les piquages de diamètre nominal inférieur à 150 mm sont fixés par soudage. En conséquence, la rupture de la soudure d'implantation de ces piquages est couverte par les études du rapport de sûreté. Ainsi, le piquage de la ligne de la décharge RCV et les piquages des deux lignes d'aspersion normale au pressuriseur¹⁴, de diamètre 100 mm, ont été soudés. Ces soudures ont été réalisées selon la configuration « set-in » (voir ci-dessous à droite).

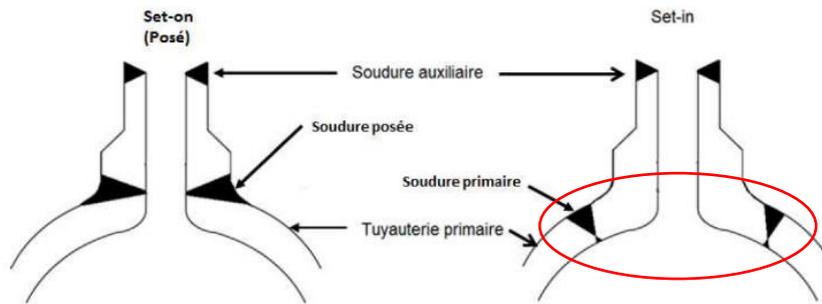


Figure 7 : Soudures set-on et set-in

En 2006, Framatome a décidé d'élargir le diamètre des soudures d'implantation des piquages (partie dans la marque rouge du schéma de la Figure 7) pour en assurer une meilleure contrôlabilité. A la suite de cette décision, l'aire de la brèche résultant de la rupture de l'un de ces piquages serait supérieure à celle de la brèche limite retenue dans le rapport de sûreté, de 150 mm.

Cet écart à la démarche d'exclusion de rupture a été détecté en 2013 par Framatome lors d'une revue de conception. EDF et Framatome ont décidé d'intégrer les soudures concernées dans les éléments considérés en exclusion de rupture dans l'analyse de sûreté, sans en identifier toutes les implications en termes de démonstration de sûreté.

Pour remédier à cet écart, EDF a retenu la mise en place d'un système de bridage par un collier de maintien pour limiter l'aire de la brèche en cas de rupture d'une soudure d'implantation.

Vibrations de la ligne d'expansion du pressuriseur

En préalable à la mise en service d'un réacteur, des essais de démarrage sont réalisés afin de démontrer que les systèmes, structures et composants fonctionnent conformément aux hypothèses d'étude et satisfont aux exigences de sûreté retenues pour le réacteur. Lors des essais menés sur des réacteurs EPR à l'étranger, des vibrations importantes de la ligne d'expansion du pressuriseur (LEP¹⁵, voir Figure 8) ont été observées. Les vibrations maximales sont atteintes lorsque la température du circuit primaire est proche de la température de fonctionnement normal. Les premiers essais de démarrage réalisés sur l'EPR de Flamanville ont mis en évidence la même problématique de vibration. Les vibrations importantes peuvent entraîner une usure plus rapide qu'attendu de certaines parties de composants, susceptible de mettre en cause des exigences de sûreté.

Pour remédier à cet écart et compte tenu du stade de la construction, EDF a retenu d'ajouter sur cette ligne un amortisseur dynamique, une structure mécanosoudée circulaire fixée sur la LEP et comportant une masse mobile en périphérie. Cette masse peut vibrer de manière découplée de la LEP, ce qui réduit les vibrations de celle-ci. Une solution de même type a déjà été mise en place sur un réacteur EPR de Taishan en Chine. Une solution basée sur une technologie différente a été mise sur l'EPR d'Olkiluoto en Finlande.

¹³ Le RCV est le système de contrôle volumétrique et chimique. Il ajuste le volume d'eau du circuit primaire et assure sa qualité physico-chimique. Pour cela, il récupère de l'eau du primaire (décharge) et la restitue (charge).

¹⁴ L'aspersion normale au pressuriseur permet de contrôler la pression dans celui-ci et donc par extension dans le circuit primaire.

¹⁵ Cette ligne relie une branche chaude du circuit primaire au pressuriseur.

Les essais réalisés sur l'EPR de Flamanville ont montré une amélioration significative du comportement vibratoire de la ligne d'expansion du pressuriseur, les autres conséquences associées à sa mise en place restant par ailleurs très limitées.

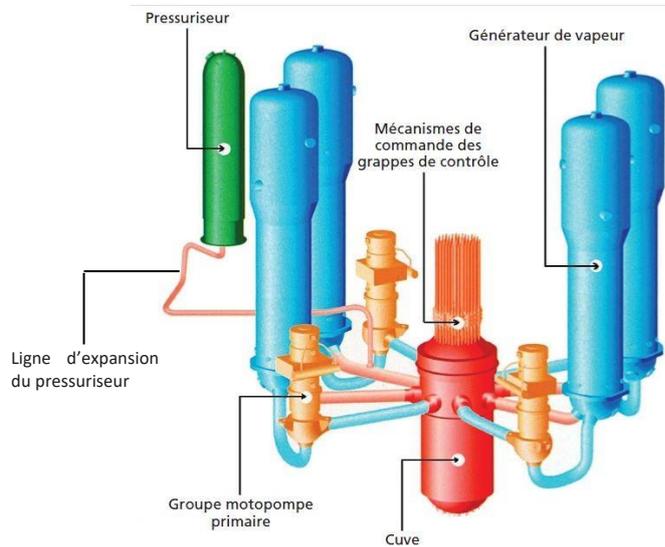


Figure 8 : Schéma d'un circuit primaire de réacteur

Soupapes du pressuriseur

Le circuit primaire principal de l'EPR de Flamanville est muni de trois soupapes de sûreté pilotées installées au sommet du pressuriseur. Chacune d'elles est équipée d'une soupape principale, de deux pilotes¹⁶ mécaniques passifs¹⁷ de type SIERION, montés en parallèle¹⁸, et d'un pilote électrique. Ces soupapes de sûreté assurent la protection du circuit primaire contre les surpressions à chaud et à froid. Elles permettent également dans certaines situations incidentelles et accidentelles de dépressuriser le circuit primaire afin d'atteindre les conditions de connexion du système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt. De plus, l'ouverture des soupapes de sûreté pilotées du pressuriseur peut être requise avant l'entrée en accident grave afin d'éviter la fusion du cœur à haute pression. Par ailleurs, à la suite de leur ouverture, les soupapes pilotées doivent se refermer de manière fiable et sûre, afin d'éviter une situation de perte de réfrigérant primaire.

Le choix de Framatome (à l'époque AREVA NP) lors de la conception du réacteur EPR s'est porté sur ces soupapes pilotées pour plusieurs raisons, dont l'absence de soupapes de capacité de décharge suffisante chez le fournisseur des soupapes équipant le parc en fonctionnement. Le rapport de sûreté définit les différents critères fonctionnels¹⁹ que chaque soupape pilotée doit respecter. Ces critères sont relatifs aux temps d'ouverture et de fermeture de la soupape, à sa pression d'ouverture et à son hystérésis (différence entre les pressions d'ouverture et de fermeture de la soupape, exprimée en pourcentage de la pression d'ouverture). Lors de l'examen de la conception de ces soupapes pilotées, l'IRSN a soulevé un certain nombre de questions sur la fiabilité et la robustesse des soupapes pilotées.

Le retour d'expérience d'utilisation de ces équipements étant très limité, EDF a réalisé des programmes d'essais de ces soupapes très conséquents pour démontrer leur fiabilité et leur robustesse. Plusieurs aléas sont survenus au cours des essais, engendrant un certain nombre de modifications, par exemple la mise en place d'un coude antiparticules sur les lignes d'alimentation des pilotes mécaniques pour limiter le risque d'entraînement de particules éventuellement présentes dans

¹⁶ Un pilote commande l'ouverture et la fermeture de la soupape principale.

¹⁷ Les pilotes sont dits passifs quand ils n'ont pas besoin d'apport d'énergie extérieure (électricité par exemple) pour fonctionner. Ils agissent directement sous l'effet de la variation de la pression primaire.

¹⁸ Au cours du cycle, un seul pilote est actif, l'autre étant isolé (le basculement d'un pilote à l'autre se fait lorsque le réacteur est en arrêt à froid et/ou en cas d'indisponibilité du pilote actif).

¹⁹ Les critères fonctionnels permettent de vérifier que les équipements fonctionnent dans le respect des hypothèses, prises en compte dans les études d'accident.

le pressuriseur qui pourraient provoquer des fuites au niveau des clapets des pilotes. L'accouplement entre le convertisseur²⁰ et le clapet de remplissage a également été modifié.

Lors des essais de démarrage du réacteur finlandais d'Olkiluoto 3, un des clapets de remplissage d'un pilote mécanique s'est cassé. Les examens menés ont révélé un endommagement par corrosion sous contrainte des clapets de remplissage ainsi qu'un endommagement local par piqûre sur l'un des clapets de contrôle. EDF a décidé de remplacer le matériau des clapets par un matériau moins sensible à la corrosion sous contrainte et s'est engagé à mettre en œuvre un programme de suivi en service particulier de ces clapets.

Lors de ses expertises, l'IRSN a souligné notamment :

- la complexité de la conception des pilotes SIERION, rendant essentielle la maîtrise des opérations de maintenance associées afin de garantir le maintien de la qualification des soupapes de sûreté pilotées du pressuriseur ;
- la nécessité de renforcer la surveillance en exploitation des soupapes ;
- le risque d'introduction de particules dans un pilote mécanique et ses conséquences potentielles au regard notamment de l'absence de surveillance continue en exploitation des fuites des clapets de remplissage ;
- la caractérisation actuellement incomplète des effets de la température (avec ou sans fuite sur ces clapets) au niveau des pilotes mécaniques sur le respect des critères fonctionnels.

Pour compléter la démonstration de l'obtention du niveau de fiabilité attendu des soupapes pilotées et le respect de l'ensemble des exigences qui leur sont associées, en réponse aux points soulevés par l'IRSN, EDF va transmettre des éléments que l'IRSN expertisera.

Pour l'EPR2, EDF a retenu un autre type de soupapes de sûreté, dans la continuité des soupapes qui équipent les réacteurs en fonctionnement.

Soudures des tuyauteries de vapeur principales des circuits secondaires

EDF a également retenu une démarche d'exclusion de rupture pour les tuyauteries de vapeur principales des circuits secondaires (de la sortie des générateurs de vapeur jusqu'au premier point fixe en aval des vannes d'isolement vapeur). Comme expliqué précédemment, cette démarche repose sur des exigences de conception, de fabrication, de contrôle et de suivi en service renforcées visant à obtenir un très haut niveau de qualité de conception et de réalisation pour ces composants, afin de ne pas prendre en compte les conséquences de leur rupture dans la démonstration de sûreté nucléaire de l'installation. En outre, aucun dispositif anti-fouettement ou de butée n'a été installé sur ces tuyauteries à la différence des réacteurs en fonctionnement.

En 2017, EDF a informé l'ASN de l'existence de plusieurs anomalies affectant les soudures des tuyauteries de vapeur principales concernant leurs caractéristiques mécaniques. En 2018, EDF a également mis en évidence des défauts dans certaines soudures qui n'avaient pas été détectés lors des contrôles de fin de fabrication. L'ASN et l'IRSN ont considéré que le maintien en l'état de ses anomalies et défauts n'était compatible avec les exigences concernant les équipements pour lesquelles une exclusion de rupture est appliquée. EDF a repris l'ensemble de ces soudures (plusieurs dizaines de soudures), avec une difficulté particulière pour les soudures situées au niveau des traversées de l'enceinte de confinement, peu accessibles (voir Figure 9). A la date de rédaction de ce rapport, ces opérations se poursuivent .

²⁰ Le convertisseur, situé en partie basse du pilote mécanique, permet l'ouverture ou la fermeture des différents clapets du pilote sous l'influence de l'évolution de la pression dans le circuit primaire.

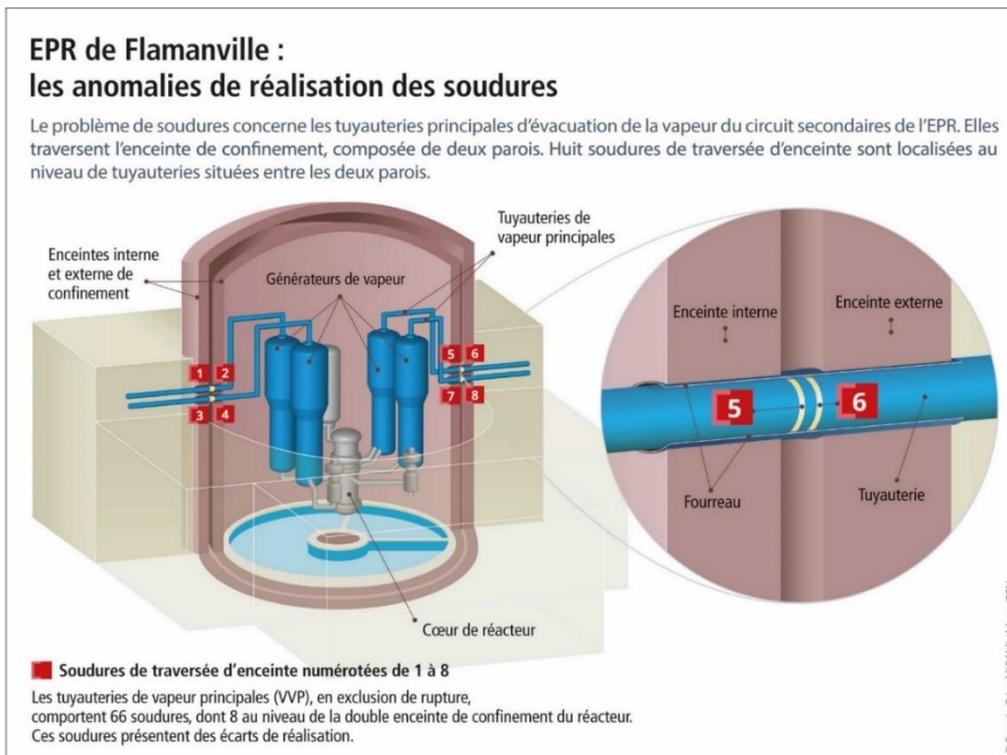


Figure 9 : Infographie sur les anomalies de réalisation des soudures du circuit secondaire de l'EPR

3.3 SYSTÈMES DE SÛRETÉ

— Contrôle-commande

Le contrôle-commande joue un rôle très important dans la sûreté des réacteurs nucléaires ; il participe à des fonctions de surveillance de l'état de l'installation, de régulation et de protection. Ils comportent trois sous-ensembles :

- des interfaces avec le « procédé » ; il s'agit de capteurs de mesure des paramètres de l'installation (pression, température, niveau, débit, radioactivité...) et d'actionneurs permettant d'agir sur le procédé ;
- des automates chargés de traiter les mesures et les ordres des opérateurs de la salle de commande, d'envoyer des ordres aux actionneurs et d'élaborer les informations nécessaires à l'exploitation ;
- des interfaces avec les opérateurs (moyens de conduite) et avec les équipes de maintenance.

Le réacteur EPR dispose, comme les réacteurs du type N4, d'un contrôle-commande numérique. La mise en œuvre de systèmes numériques pour le contrôle-commande des installations nucléaires offre des capacités accrues permettant de réaliser des fonctions avancées ou d'offrir aux opérateurs des interfaces améliorées. Toutefois, la « complexité » de ces systèmes et le fait qu'ils puissent eux-mêmes être source de défaillance nécessite d'en assurer la maîtrise du point de vue de la sûreté.

Sur l'EPR, les principaux systèmes de contrôle commande sont les suivants :

- un système de protection qui participe, entre autres, aux fonctions automatiques d'arrêt du réacteur et de mise en œuvre des actions de sauvegarde (sur l'EPR : le Système de Protection) ;
- un système qui participe aux fonctions nécessaires à la gestion à moyen terme des situations accidentelles ;
- un moyen de conduite qui fournit aux opérateurs l'interface informatisée utilisable dans toutes les situations, tant qu'il est disponible ;
- un autre moyen de conduite qui fournit aux opérateurs une interface classique, permettant de gérer les situations incidentelles et accidentelles lorsque le moyen de conduite principal est indisponible.

Une attention particulière est portée à l'architecture du contrôle-commande, c'est-à-dire à la manière dont les équipements du contrôle-commande communiquent entre eux ou, au contraire, sont indépendants (physiquement, électriquement, technologiquement, logiquement) afin qu'aucun aléa plausible, venant perturber le fonctionnement de ces équipements, ne puisse conduire à une situation non prise en compte dans la démonstration de sûreté. Les dispositions retenues à la conception de l'EPR (quatre voies indépendantes des systèmes de sûreté, systèmes dédiés à la gestion des accidents graves...) ont ainsi un impact direct sur la complexité du contrôle-commande.

Pour la réalisation de la partie informatisée, deux plateformes de contrôle-commande ont été retenues :

- la plateforme Teleperm XS, utilisée notamment pour le système de protection du réacteur ;
- la plateforme SPPA T2000, utilisée, d'une part pour la réalisation par les opérateurs des actions nécessaires à l'atteinte d'un état sûr à la suite d'un incident ou d'un accident, d'autre part pour le « contrôle-commande standard » destiné à l'exploitation normal du réacteur.

La plateforme SPPA T2000 n'a pas été conçue spécifiquement pour assurer des fonctions de sûreté nucléaire, contrairement à la plateforme TXS. Une « preuve par l'analyse » doit donc être apportée pour garantir, *a posteriori*, l'atteinte des objectifs de sûreté qui lui sont assignés. Cette plateforme utilise de nombreux logiciels industriels et commerciaux et généralise les communications avec des équipements de classements de sûreté différents. La justification de la sûreté de cette plateforme, notamment l'aptitude de l'architecture et des plateformes à réaliser les fonctions de contrôle-commande classées de sûreté, a nécessité un travail conséquent de la part d'EDF. Un système complémentaire de secours a été ajouté, au titre de la défense en profondeur, pour faire face à une hypothétique défaillance totale de la plateforme SPPA-T2000. Par ailleurs, ce sujet a fait l'objet de nombreux échanges avec les autorités de sûreté finlandaise, du Royaume-Uni et des Etats-Unis.

Le système de protection ainsi que les résultats des activités de vérification et validation réalisées ont fait l'objet de plusieurs expertises. Un écart relevé au cours d'un essai de démarrage a conduit l'IRSN à interroger EDF en 2022 sur la suffisance des

activités de vérification et validation du cycle de développement du système de protection. EDF s'est engagé à réaliser de nouveaux tests avant la mise en service de l'installation.



Figure 10 : Vue d'ensemble du moyen de conduite principal, entièrement numérique, à l'EPR de Flamanville.

— Filtration de l'eau de l'IRWST

Le système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt assure le refroidissement du cœur en situation accidentelle, notamment en cas de brèche sur le circuit primaire. Il permet d'injecter de l'eau contenant du bore dans le circuit primaire pour compenser la perte d'eau à la brèche et ainsi prévenir la fusion du cœur. L'eau borée provient d'un réservoir appelé IRWST, (In-containment Refueling Water Storage Tank,) situé au fond du bâtiment du réacteur. Le réservoir est automatiquement réalimenté par l'eau ruisselant des niveaux supérieurs du bâtiment réacteur, notamment l'eau perdue à la brèche du circuit primaire. L'eau est ensuite filtrée et aspirée de nouveau par les pompes du système d'injection de sécurité, fonctionnant ainsi en boucle fermée ou « recirculation ».

Des débris sont générés par l'accident (calorifuges, peintures...) et peuvent se retrouver entraînés par l'eau collectée dans l'IRWST. Afin que ces débris ne soient pas aspirés par les pompes du système d'injection de sécurité et entravent leur fonctionnement, des dispositifs de filtration sont installés dans le réservoir IRWST. Il existe un risque de colmatage des filtres en fonction de la nature des débris et des phénomènes physico-chimiques qui peuvent se produire dans l'IRWST. Si les filtres laissent passer une quantité trop importante de débris, il y a également un risque de colmatage au niveau des assemblages combustibles qui peut conduire à un échauffement et potentiellement à un endommagement du cœur.

Le dimensionnement des dispositifs de filtration du système d'injection de sécurité est donc essentiel. En effet, ces dispositifs doivent à la fois permettre la circulation d'eau pour assurer le refroidissement, tout en retenant les débris, sans être colmatés. EDF a réalisé des essais qui l'ont conduit à modifier l'installation pour réduire le risque de colmatage des filtres (suppression de certains calorifuges, ajout de cerclages métalliques de sécurité permettant de réduire la quantité de débris générée en cas de brèche sur un circuit). Comme recommandé par l'IRSN, il a également effectué un inventaire des composants du bâtiment du réacteur susceptibles de contenir des substances favorisant le phénomène de colmatage des filtres. Dans ce cadre, EDF a identifié une substance, présente dans les dispositifs de protection contre l'incendie, avec un fort pouvoir colmatant et pouvant mettre en cause la tenue mécanique du filtre et ainsi la performance du système d'injection de sécurité. EDF étudie la faisabilité de la suppression de la totalité de ce type de protection dans les zones pouvant être affectés par les effets d'une brèche à l'intérieur du bâtiment du réacteur et les conséquences sur les études de sûreté associées au risque d'incendie.

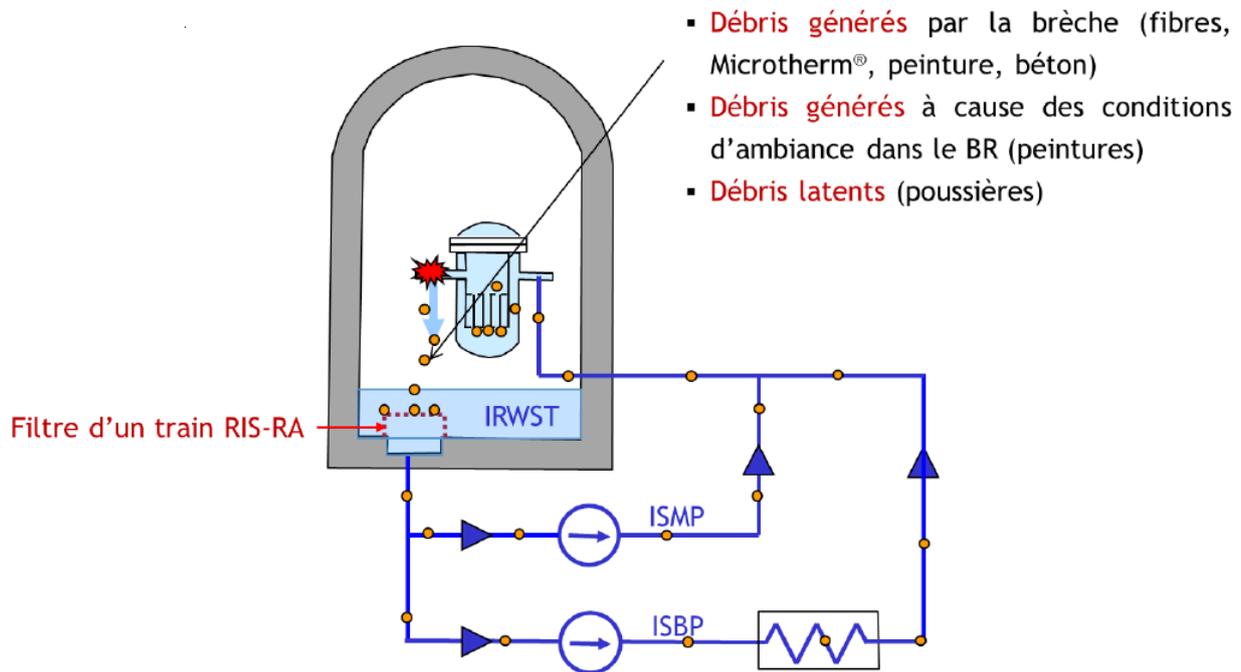


Figure 11 : Fonctionnement du système d'injection de sécurité de l'EPR

Echangeurs entre le circuit de réfrigération intermédiaire et le circuit d'eau brute secourue

L'exploitation d'un réacteur nucléaire nécessite l'évacuation de la chaleur produite par les assemblages combustibles. Cette fonction de sûreté s'appuie sur le système de réfrigération intermédiaire des systèmes auxiliaires du réacteur (RRI).

Ce système est lui-même refroidi par le système de refroidissement d'eau brute secourue (SEC) au travers d'échangeurs de chaleur.

Le système SEC est alimenté par l'eau de mer au niveau d'une station de pompage.

Ainsi, les systèmes RRI et SEC refroidissent l'ensemble des systèmes de l'installation, en fonctionnement normal et accidentel.

Pour le réacteur EPR de Flamanville, les systèmes SEC et RRI sont composés de quatre trains redondants (au lieu de deux sur les réacteurs en fonctionnement) et indépendants les uns des autres. Chaque train SEC est alimenté par une prise d'eau de la station de pompage où la filtration de l'eau de mer est diversifiée : assurée soit par un tambour filtrant pour les trains 2 et 3, soit par un filtre à chaîne pour les trains 1 et 4. Les quatre échangeurs RRI/SEC (refroidissant l'eau du système RRI à partir de l'eau du système SEC) sont de conception identique et possèdent le même requis de performance au titre de la démonstration de sûreté.

Lors des essais de démarrage sur les systèmes de refroidissement RRI/SEC, EDF a identifié une sous-performance thermique des échangeurs RRI/SEC.

EDF a proposé une stratégie de résorption qui s'articule en deux phases :

- la première phase consiste à maintenir en l'état ces échangeurs moyennant une modification matérielle permettant d'augmenter le débit SEC et des évolutions du référentiel de sûreté (par exemple, une modification des spécifications

techniques d'exploitation prescrira, en cas d'épisode de canicule, le repli du réacteur à une température plus basse (22 °C²¹) qu'initialement prévu;

- la seconde phase, prévue lors de la première visite décennale du réacteur, consiste à remplacer les échangeurs RRI/SEC actuels par des échangeurs plus performants.

Cet écart est lié à un manque de maîtrise de la qualification des logiciels de calculs thermohydrauliques du fabricant qui a conduit à un mauvais dimensionnement des échangeurs. En l'absence d'essais en usine, il n'a pas été détecté avant l'expédition sur site. Cet écart et son absence de détection en amont des essais sur site met aussi en évidence un défaut de surveillance par EDF des études de conception d'un composant important fourni par un fabricant.

Une première expertise de l'IRSN a été menée en 2022 a conclu à l'acceptabilité du maintien en l'état des échangeurs RRI/SEC actuels jusqu'à la première visite décennale et sur la suffisance de la modification définitive envisagée. L'expertise se poursuit sur la faisabilité de la modification définitive compte tenu des impacts associés sur les autres composants de la chaîne de refroidissement.

²¹ La température maximale de l'eau de mer retenue initialement à la conception est de 26°C.

3.4 RETOUR D'EXPÉRIENCE DES EPR DE TAISHAN

Essais physiques relatifs au comportement des cœurs

Les réacteurs EPR n°1 et 2 de Taishan (Chine) ont été les premiers à démarrer dans le monde. Lors des premières mesures de la distribution de puissance dans le cœur du réacteur n°1, des écarts ont été observés entre la distribution de puissance mesurée et celle calculée par les logiciels utilisés dans les études de la démonstration de sûreté. Ces derniers ont été ajustés et certains critères des essais physiques (c'est-à-dire des valeurs maximales admissibles d'écarts entre les calculs et les mesures) ont été adaptés pour l'EPR de Flamanville en cohérence avec la démonstration de sûreté.

Fluctuations neutroniques

Après quelques mois d'exploitation du réacteur n°1 de Taishan, des fluctuations du niveau de puissance entre les différents quadrants du cœur (quarts de cœur) ont été observées. Les analyses ont montré que ces fluctuations, à une fréquence proche de l'ordre du Hertz, sont liées à des oscillations latérales (radiales) des assemblages combustibles dans le cœur, elles-mêmes dues à des variations locales des vitesses d'écoulement de l'eau en partie basse du cœur et dans le fond de la cuve, en dessous de la plaque qui supporte le cœur.

Les fonds de cuve des réacteurs actuellement en fonctionnement comportent différentes plaques et colonnes, notamment pour maintenir l'instrumentation de mesure neutronique du cœur. Ces structures internes jouent un rôle dans la répartition et la stabilisation du débit de l'eau en bas du cœur. Au contraire, le fond de cuve des EPR est plus petit et comporte uniquement un dispositif de répartition et de stabilisation des débits de l'eau, qui ne couvre cependant pas toute la surface d'entrée de l'eau dans le cœur. Le retour d'expérience acquis montre que ce dispositif ne limite pas suffisamment les fluctuations de débit de l'eau en entrée du cœur, notamment en zone périphérique. A cet égard, des essais sur maquette (à échelle 1/5^{ème}) avaient été réalisés par le concepteur mais n'ont pas permis d'anticiper le phénomène observé.

En fonctionnement, les fluctuations de niveau de puissance dans chaque quadrant du cœur pourraient conduire à un déclenchement intempestif de l'arrêt automatique du réacteur, suite à l'atteinte d'un seuil de protection. Des modifications du système de protection (modifications de paramétrages de filtres de traitement des signaux mesurés) ont donc été définies pour l'EPR de Flamanville.

Pour le réacteur EPR n°1 de Taishan, les oscillations radiales des assemblages de combustible ont aussi conduit localement à une usure accélérée de plaquettes de grilles des assemblages de combustible en contact avec le réflecteur lourd (structure rigide qui entoure le cœur). Pour l'EPR de Flamanville, des modifications des assemblages combustibles (renforcement de la rigidité de leur structure) sont prévues à moyen terme par EDF et Framatome pour limiter les déformations d'assemblage et les risques d'usure des grilles.

Ces mouvements radiaux des assemblages affectent également certaines études d'accidents de la démonstration de sûreté. EDF a développé une démarche d'études pour prendre en compte cet effet pour l'EPR de Flamanville. L'application de cette démarche aboutit à des modifications des seuils de surveillance et de protection du cœur du réacteur, modifications qui vont dans le sens d'une limitation du domaine d'exploitation du réacteur.

A moyen terme, EDF envisage une modification du fond de cuve visant à supprimer, ou du moins à fortement limiter, les variations de débit en fond de cuve. La qualification de cette modification nécessite des essais sur maquette à échelle réduite. La modification seront mises en œuvre à l'issue des premiers cycles de fonctionnement du réacteur EPR de Flamanville.

Inétanchéité de crayons de combustible

Pendant le second cycle de fonctionnement du réacteur EPR n°1 de Taishan, une montée d'activité radiologique importante a été observée dans le circuit primaire. Elle a conduit à l'arrêt du réacteur avant la fin de son cycle prévu de fonctionnement, et à l'identification de nombreuses pertes d'étanchéité de crayons de combustible. Ces crayons étaient tous situés dans des assemblages positionnés en périphérie du cœur pendant le 1^{er} cycle de fonctionnement du réacteur.

Les investigations ont montré que ces pertes d'étanchéité sont la conséquence de la rupture de ressorts de maintien des crayons de grilles d'assemblages combustibles. Ces grilles sont situées en bas du cœur dans les assemblages périphériques du cœur. De telles ruptures ont déjà été observées sur le parc nucléaire en France, entraînant quelques pertes d'étanchéité sur le parc nucléaire. Elles sont attribuées à un phénomène de corrosion sous contrainte des lames des ressorts. Les contraintes en question, liées au procédé de fabrication, décroissent rapidement avec l'irradiation des ressorts. La sensibilité accrue des grilles situées en bas des assemblages périphériques du cœur de l'EPR, par rapport aux réacteurs du parc en exploitation, s'explique par un flux neutronique faible dans cette zone, compte tenu de la conception spécifique à l'EPR des assemblages combustibles (en effet, sur l'EPR, les premières pastilles de combustible se situent au-dessus de la première grille de maintien). De plus, la montée en puissance du 1^{er} EPR de Taishan a été relativement lente, ce qui a limité le flux neutronique et donc renforcé le phénomène de corrosion.

Comme suite à ce constat, EDF a remplacé 64 assemblages prévus originellement pour la périphérie du premier cœur de l'EPR de Flamanville par des assemblages dont les grilles bénéficient d'un traitement thermique. En effet, depuis quelques années, EDF a déployé sur le parc en exploitation des assemblages dont les grilles bénéficient d'un traitement thermique relaxant les contraintes dans les ressorts et réduisant fortement leur sensibilité à la corrosion sous contrainte.

Défaillance des collectrons

Les collectrons sont des capteurs permettant de mesurer le flux neutronique en différents points du cœur du réacteur en temps réel. Ces mesures sont utilisées par le système de surveillance et de protection du réacteur²². Ils sont répartis dans 12 « cannes » insérées dans le cœur, chaque canne comportant 6 collectrons répartis sur la hauteur. Le retour d'expérience du fonctionnement des réacteurs de Taishan, et notamment le réacteur n°2, a montré un taux de défaillance des collectrons significativement supérieur à l'attendu (et notamment au retour d'expérience de ce type de capteurs sur d'autres réacteurs), susceptible de contraindre le fonctionnement du réacteur.

Les défaillances de collectrons, dont l'occurrence est prise en considération dans la démonstration de sûreté et les spécifications techniques d'exploitation, entraînent une perte de précision du système de surveillance et de protection du cœur, dont les seuils s'ajustent alors en temps réel pour garantir la sûreté. Ces ajustements de seuils réduisent le domaine d'exploitation du réacteur.

L'origine de ces défaillances n'est pas identifiée pour le moment.

²² Les collectrons équipent les réacteurs allemands de type Konvoi. Dans les Konvoi, les mesures ne sont toutefois pas utilisées par le système de protection du réacteur.

CONCLUSION

Après un rappel des objectifs de sûreté définis à la conception du réacteur EPR et des principales améliorations de sûreté retenues pour y répondre, le présent rapport présente les principaux aléas techniques rencontrés pendant le projet EPR FA3, essentiellement pendant la phase de réalisation.

Divers facteurs, dont la durée du projet, sa complexité, l'absence de calendrier réaliste, certains choix de conception, un manque de coordination suffisant entre études et réalisation, l'organisation retenue pour le projet, une surveillance ou un suivi insuffisant des prestataires, ont contribué directement ou indirectement à la survenue de ces aléas. Les évolutions règlementaires ont également eu un impact sur le projet et son instruction.

Des écarts de conformité sont inévitables pour un projet de cette ampleur. Les anomalies constatées sur l'EPR de Flamanville portent toutefois sur des éléments qui jouent un rôle essentiel dans la sûreté de l'installation. EDF a procédé à des actions correctives de remise en conformité de certains écarts (soudures des tuyauteries de vapeur des circuits secondaires, consoles du pont polaire,). Pour d'autres écarts, lorsque la remise en conformité n'était pas possible, notamment en raison d'une détection ou d'une déclaration tardive à l'ASN, EDF a justifié le maintien en l'état (fond de cuve) avec éventuellement un traitement de l'écart pour remise en conformité reporté après la mise en service (échangeurs RRI/SEC).

A la suite de la découverte de ces anomalies, EDF a procédé à de nombreux contrôles supplémentaires pour justifier la conformité des composants et équipements importants pour la sûreté.

Des enseignements doivent être tirés en termes d'organisation pour la maîtrise du projet et pour les activités de surveillance, notamment pour ce qui concerne les équipements ou composants de l'installation qui ont une importance particulière à l'égard de la sûreté.

Lors de l'examen du Dossier d'options de sûreté de l'EPR2, l'IRSN a constaté que certains enseignements tirés de ce retour d'expérience avaient été pris en compte. Il est par exemple prévu que les prestataires soient impliqués de manière beaucoup plus précoce dans le projet, pour vérifier la faisabilité technique des ouvrages ou équipements envisagés. Les choix de conception retenus pour l'EPR2 tiennent également compte du retour d'expérience (soupapes du pressuriseur, piquages du circuit primaire...).

ANNEXE 1 :SAISINE DE LA CNDP



La présidente

Paris, le 12 juillet 2022

Monsieur le Directeur général, *Chryseon Chaitopis*,

Lors de sa séance plénière du 6 juillet 2022, la Commission nationale du débat public (CNDP) a décidé de vous adresser une demande d'expertise dans le cadre du débat public « Nouveaux réacteurs nucléaires et projet Penly ».

La préparation du débat public a en effet mis en évidence un besoin d'informations facilement accessibles au public non spécialiste sur plusieurs points techniques relatifs au choix par EDF de la technologie EPR :

- le retour d'expérience de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs EPR dans le monde,
- les autres modèles de réacteurs à eau pressurisée de forte puissance de génération III en projet ou en construction dans le monde, comparables aux EPR2,
- les projets de réacteurs modulaires de plus faible puissance dits Small Modular Reactors (SMR).

L'expertise porterait sur les éléments suivants :

1) Retour d'expérience des projets d'EPR dans le monde

L'IRSN abordera, sous l'angle de la sûreté, le retour d'expérience acquis lors de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des projets d'EPR dans le monde. Il s'agit des réacteurs Taishan 1 et 2 en Chine (en service), Olkiluoto 3 en Finlande (en phase de démarrage), et Flamanville 3 (en construction).

2) Alternatives aux EPR2

Les EPR2 sont des réacteurs à eau pressurisée (REP) de forte puissance dits de 3^{ème} génération (GEN III), c'est-à-dire répondant aux exigences de sûreté les plus récentes. Le rapport demandé rappellera brièvement les principales filières de réacteurs électronucléaires existantes et les principales exigences de sûreté retenues pour les réacteurs REP de 3^{ème} génération, par rapport

notamment aux réacteurs de 2^{ème} génération qui sont déjà présents sur le site de Penly.

Le rapport présenterait également :

- les principales évolutions de conception entre l'EPR de Flamanville et les EPR2, qu'elles résultent du retour d'expérience des EPR ou de souhaits d'optimisation d'EDF,
- une comparaison des principales options de sûreté retenues par les concepteurs de réacteurs REP de 3^{ème} génération à l'international par rapport aux EPR2 (prévention et limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur, résistance aux agressions externes et notamment de niveau extrême, confinement des matières radioactives...).

Enfin, il s'agirait de dresser quelques perspectives sur les SMR en recensant les principales technologies en concurrence (réacteurs à eau pressurisée, réacteurs à haute température...) et en mettant en avant quelques éléments sur le niveau de maturité des technologies et des projets en cours de développement. Une attention particulière sera accordée aux SMR à eau pressurisée tels que le projet français mené par EDF (Nuward) et le projet américain (Nuscale).

En vous remerciant par avance pour les suites que vous voudrez bien donner à cette demande, je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur général, l'expression de mes sentiments distingués.

Bien cordialement,



Chantal JOUANNO

Jean-Christophe Niel
Directeur général de l'IRSN

Annexe : décision n° 2022/89/PROG_EPR2_PENLY/ 4

la commission nationale du débat public
244 boulevard Saint-Germain – 75007 Paris – France – T. +33 1 40 81 12 63 – chantal.jouanno@debatpublic.fr
debatpublic.fr

SÉANCE DU 6 JUILLET 2022

DECISION N° 2022/ 89 / PROG_EPR2_PENLY / 4
EPR2 A PENLY DANS LE CADRE D'UN PROGRAMME DE NOUVEAUX REACTEURS
NUCLEAIRES (76)

La Commission nationale du débat public,

- vu le code de l'environnement en ses articles L. 121-1 et suivants, notamment le I de l'article L.121-8 et l'article L.121-9,
- vu sa décision N°2022/32/PROG_EPR2_PENLY/1 du 2 mars 2022 d'organiser un débat public sur le projet de construction de deux réacteurs nucléaires « EPR2 » sur le site de Penly, dans le cadre de la proposition de programme de nouveaux réacteurs nucléaires en France d'EDF,

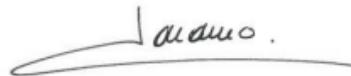
après en avoir délibéré,

décide :

Article 1 : Sur proposition du Président de la commission particulière en charge de l'animation du débat public, une expertise complémentaire est engagée, portant sur un retour d'expérience acquis lors de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs à eau pressurisée (REP) dans le monde d'une part et sur les alternatives à la technologie des réacteurs de type « REP », notamment en accordant une attention particulière aux « Small modular reactors » (SMR).

Article 2 : La présente décision sera publiée au Journal officiel de la République française.

La Présidente



Chantal JOUANNO

IRSN

Pôle sûreté nucléaire

Direction de l'Expertise de Sûreté

N° du rapport

Rapport IRSN 2022-00642

Tous droits réservés IRSN

Octobre 2022



31, avenue de la division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
RCS Nanterre B 440 546 018

COURRIER

B.P 17
92260 Fontenay-aux-Roses Cedex

TÉLÉPHONE

+33 (0)1 58 35 88 88

SITE INTERNET

www.irsn.fr

Email

contact@irsn.fr

 [@IRSNFrance](https://twitter.com/IRSNFrance)