



## Centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly

Route d'Ouzouer  
45 570 Ouzouer-sur-Loire

**RÉACTEUR N°3**

Enquête publique sur le rapport du 4<sup>e</sup> réexamen périodique

PIÈCE **1**

# Note de Présentation

# Sommaire

<b>0</b>	<b>Préambule</b>	<b>3</b>
<b>1</b>	<b>Introduction : L'enquête publique et son contexte</b>	<b>5</b>
<b>2</b>	<b>La centrale électronucléaire EDF de Dampierre-en-Burly</b>	<b>9</b>
<b>3</b>	<b>Les réacteurs électronucléaires : fonctionnement et sûreté</b>	<b>11</b>
3.1	Fonctionnement d'une centrale nucléaire	11
3.2	Les fondamentaux de sûreté	12
3.2.1	Les trois barrières de confinement	12
3.2.2	Les trois fonctions de sûreté	13
3.2.3	La défense en profondeur	13
3.3	La sûreté sur le terrain	14
3.3.1	Enseignement de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi	15
3.3.2	La sûreté dans le bâtiment réacteur	16
3.3.3	La sûreté dans le bâtiment combustible	17
3.3.4	La sûreté en cas de fusion du combustible	19
<b>4</b>	<b>Volet « risques » du reexamen de Dampierre 3</b>	<b>21</b>
4.1	Conformité de l'installation	21
4.1.1	La gestion de la conformité	21
4.1.2	L'examen de conformité des tranches (ECOT)	22
4.1.3	Le programme d'investigations complémentaires (PIC)	22
4.1.4	Les revues de conformité de systèmes	23
4.1.5	Les essais particuliers	23
4.2	Réévaluation du niveau de sûreté nucléaire	24
4.2.1	Les principales dispositions « Noyau Dur »	25
4.2.2	Accidents sans fusion du cœur	27
4.2.3	Agressions	28
4.2.4	Piscine d'entreposage du combustible usé	33
4.2.5	Accidents avec fusion du cœur	35
<b>5</b>	<b>Volet « inconvenients » du reexamen de Dampierre 3</b>	<b>39</b>
5.1	Dispositions prises au regard des règles applicables et du retour d'expérience	40
5.1.1	Respect de la réglementation	40
5.1.2	Bilan de l'expérience acquise et principales dispositions d'amélioration continue	40
5.2	Dispositions vis-à-vis de l'actualisation de l'appréciation des inconvenients	44
<b>6</b>	<b>Maintien dans le temps des installations</b>	<b>46</b>
6.1	Maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence	46
6.2	Matériels qualifiés aux conditions accidentelles	48
<b>7</b>	<b>Conclusion</b>	<b>50</b>
	<b>Glossaire</b>	<b>52</b>

## 0

## Préambule

En France, l'autorisation de création d'un réacteur électronucléaire fait l'objet d'un décret pris par le Premier ministre après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR)<sup>1</sup>. Cette autorisation est délivrée sans limitation de la durée de fonctionnement. Pour autant, un réexamen approfondi de l'installation, le réexamen périodique, est réalisé tous les 10 ans<sup>2</sup> pour réévaluer les conditions de la poursuite du fonctionnement pour les 10 années suivantes.

Pour les réexamens périodiques des réacteurs électronucléaires au-delà de leur 35<sup>e</sup> année de fonctionnement, le code de l'environnement prévoit la réalisation d'une enquête publique sur le rapport<sup>3</sup> du réexamen.

Cette note de présentation constitue la pièce 1 du dossier d'enquête publique sur le rapport du 4<sup>e</sup> réexamen périodique du réacteur N°3 de la centrale électronucléaire de Dampierre-en-Burly. Elle est élaborée conformément à l'article R. 593-62-4 du code de l'environnement.

Dans une première partie, cette note précise les coordonnées de l'exploitant de la centrale électronucléaire de Dampierre-en-Burly, rappelle l'objet de l'enquête publique, et replace les différentes pièces du dossier d'enquête dans le contexte général du 4<sup>e</sup> réexamen périodique de ce réacteur selon une frise temporelle qui permet d'en appréhender le déroulement sur plusieurs années.

La seconde partie apporte des précisions sur la centrale électronucléaire de Dampierre-en-Burly.

La troisième partie fournit des éléments de compréhension relatifs au fonctionnement et à la sûreté nucléaire d'un réacteur. Elle apporte une base technique sur les réacteurs du palier 900 MWe au regard des éléments présentés dans le dossier de l'enquête publique.

<sup>1</sup> L'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) créée par la loi relative à l'organisation de la gouvernance de la sûreté nucléaire et de la radioprotection du 21 mai 2024 a démarré au 1er janvier 2025. Elle est issue de la fusion de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

<sup>2</sup> Voir Art.L593-18 du code de l'Environnement.

<sup>3</sup> Le rapport de réexamen (RCR) est une note technique réglementaire établie par EDF à l'issue de chaque réexamen périodique et qu'elle adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire (cf. § 1 Introduction).

Les parties suivantes présentent les principales conclusions du 4<sup>e</sup> réexamen ainsi que les principales dispositions prises ou proposées par EDF depuis le 3<sup>e</sup> réexamen périodique de Dampierre 3 pour améliorer la protection des intérêts mentionnés dans le code de l'environnement : la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement. Les principales raisons pour lesquelles EDF les propose y sont également précisées. Cela couvre par exemple des dispositions prenant en compte les enseignements de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, ou encore les principales dispositions proposées par EDF dans le cadre du 4<sup>e</sup> réexamen. Cette présentation reprend la structure et les thématiques du rapport du 4<sup>e</sup> réexamen de Dampierre 3 ; les volets risques, inconvénients et maintien dans le temps des installations y sont successivement abordés. En des termes accessibles au plus grand nombre, cette présentation propose ainsi une synthèse du rapport du réexamen, objet de l'enquête publique.

Enfin, après une conclusion, le lecteur pourra trouver en fin de document un glossaire lui permettant une meilleure lecture des différentes pièces du dossier de l'enquête publique.



# 1

## Introduction

### L'enquête publique et son contexte



En France, l'autorisation de création d'un réacteur électronucléaire fait l'objet d'un décret pris par le Premier ministre après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASN). Cette autorisation est délivrée sans limite de durée de fonctionnement ; la réglementation prévoit un réexamen approfondi de l'installation tous les 10 ans<sup>4</sup>, le réexamen périodique, pour évaluer les conditions de la poursuite du fonctionnement pour les 10 années suivantes.

Le rapport du 4<sup>e</sup> réexamen périodique du réacteur n°3 de la centrale électronucléaire de Dampierre-en-Burly (Dampierre 3) sise BP 18 (45570 Ouzouer-sur-Loire) est soumis à enquête publique<sup>5</sup>. Cette enquête vise à informer le public et lui permettre de formuler ses observations et propositions.

#### Objectifs du réexamen : être conforme aux règles et améliorer la sûreté nucléaire

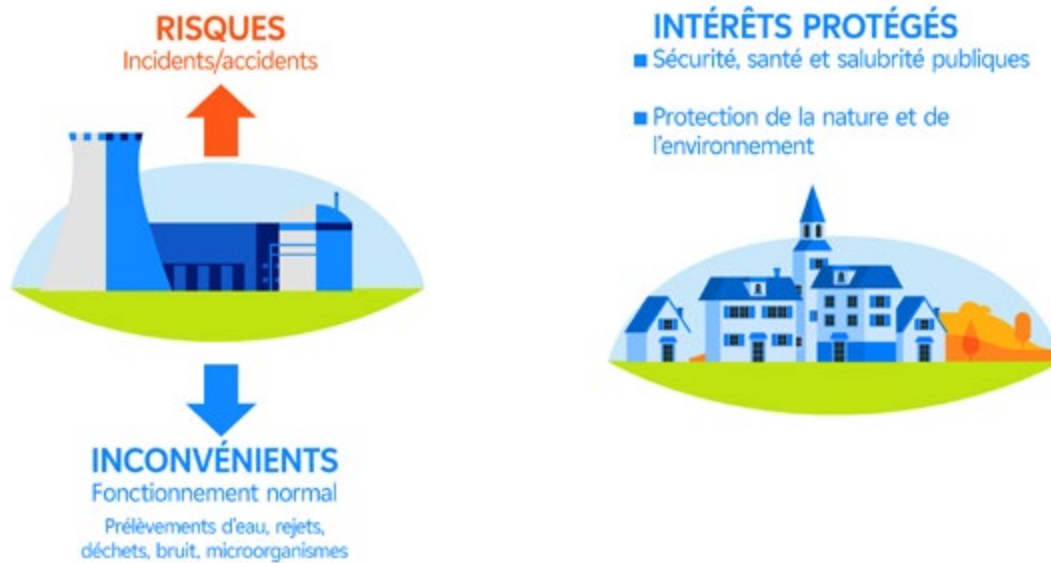
Au cours du réexamen périodique, l'exploitant s'assure de la capacité de son installation à poursuivre son fonctionnement dans le respect des règles applicables. Il doit également améliorer, notamment par des dispositions de sûreté nucléaire, la protection des intérêts mentionnés dans le code de l'environnement : la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement.

Les réexamens périodiques comprennent un volet « risques » et un volet « inconvénients ». Le volet « risques » concerne la prévention des événements incidentels ou accidentels et la limitation de leurs conséquences potentielles radiologiques (rejets radioactifs) ou non radiologiques (effets thermiques, mécaniques ou toxiques). Le volet « inconvénients » traite de la maîtrise des effets sur la santé et l'environnement, potentiellement occasionnés par l'installation en fonctionnement normal du fait des prélèvements d'eau et rejets, des déchets ainsi que des nuisances qu'elle est susceptible d'engendrer (dispersion de micro-organismes pathogènes, bruits, vibrations, odeurs ou envol de poussières).

<sup>4</sup> Voir Art.L593-18 du code de l'Environnement Voir Art.L593-18 du code de l'Environnement

<sup>5</sup> Pour les réexamens au-delà de la 35<sup>e</sup> année de fonctionnement du réacteur, le code de l'environnement prévoit la réalisation d'une enquête publique sur le rapport de ces réexamens.

## PROTECTION DES INTÉRÊTS CONTRE LES RISQUES ET INCONVÉNIENTS



### Un réexamen périodique en deux phases complémentaires

Le parc nucléaire français est composé de plusieurs types de Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), construits en série, différenciés principalement par la puissance fournie au réseau électrique. Depuis la mise en place des réexamens périodiques au lancement du parc nucléaire français, EDF tire parti de la standardisation de ses réacteurs par palier de puissance (paliers 900 MWe, 1300 MWe, 1450 MWe) pour réaliser ces examens en deux phases complémentaires. La première, dite générique, porte sur les sujets communs aux réacteurs similaires d'un palier. La deuxième prend en compte les spécificités de chaque installation.

Pour le 4<sup>e</sup> réexamen périodique des réacteurs 900 MWe (RP4 900), la phase générique a débuté par la production par EDF fin 2013 du Dossier d'Orientations du Réexamen (DOR) ; il décrit les thèmes abordés dans le réexamen ainsi que les objectifs qu'EDF se fixe. L'instruction du DOR a été menée par l'Autorité de sûreté nucléaire (aujourd'hui ASN, depuis le 1er janvier 2025, [www.asn.fr](http://www.asn.fr)) qui a saisi l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN, [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)), son expert technique, et consulté les groupes permanents d'experts (GPE)<sup>6</sup>. Cette partie « orientations » de la phase générique du réexamen périodique s'est conclue en avril 2016 par une prise de position de l'ASN sur les orientations génériques du RP4 900, assortie de demandes à l'exploitant EDF<sup>7</sup>.

Pour le 4<sup>e</sup> réexamen périodique des centrales nucléaires de 900 MWe (RP4 900), EDF a retenu comme orientation générale de tendre vers les objectifs de sûreté nucléaire des réacteurs de dernière génération dont le réacteur de référence EDF est l'EPR-Flamanville 3. Cette orientation a été validée par l'ASN.

S'en est suivie une étape de réalisation par EDF d'études génériques sur les thèmes retenus ainsi que l'identification du besoin de dispositions à mettre en œuvre au regard des objectifs. Cette étape s'est conclue en 2018 par la note de réponse aux objectifs (NRO) qui présente les dispositions qu'EDF entend mettre en œuvre pour répondre aux objectifs du RP4 900 et aux demandes de l'ASN formulées au moment des orientations.

<sup>6</sup> Pour préparer ses décisions les plus importantes relatives aux enjeux de sûreté nucléaire, de radioprotection, d'environnement, l'ASN s'appuie sur les avis et les recommandations de groupes permanents d'experts.

<sup>7</sup> ASN - Orientations génériques du RP4 900 - CODEP -DCN-2016-007286 du 20 avril 2016.

Une concertation auprès du public sur la phase générique du RP4 900 a été organisée à l'initiative du Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN, [www.hctisn.fr](http://www.hctisn.fr)). Elle s'est tenue du 6 septembre 2018 au 31 mars 2019 avec pour objectif d'informer le public et de recueillir son avis sur les dispositions proposées par EDF. Le site <https://concertation.suretenucleaire.fr> reste ouvert pour permettre l'accès aux archives des rencontres et des échanges de la concertation. À l'issue de celle-ci, EDF, suivant les recommandations du HCTISN, a tiré les enseignements de cette consultation du public et les a rendus publics<sup>8</sup>.

La phase générique s'est achevée par la publication le 23 février 2021 de l'avis de l'ASN assorti de prescriptions génériques<sup>9</sup> qui ont fait l'objet au préalable d'une consultation du public.



### Le réexamen périodique du réacteur Dampierre 3

Ce 4<sup>e</sup> réexamen périodique est réalisé en deux phases complémentaires : une phase générique commune à tous les réacteurs du palier 900 MWe et une phase spécifique au réacteur n°3 de la centrale électronucléaire de Dampierre-en-Burly. En fin de phase générique, s'en suivent sur une période d'une dizaine d'années (de 2019 à 2031) les réexamens de chacun des 32 réacteurs des centrales nucléaires de 900 MWe. Un rapport de réexamen (RCR) est transmis par EDF au gouvernement et à l'ASNR. Il est élaboré après la visite décennale du réacteur pendant laquelle sont mises en œuvre des modifications et des opérations de contrôle et de maintenance. C'est pendant cet arrêt que sont réalisés des essais décennaux comme l'inspection de la cuve du réacteur, l'épreuve hydraulique du circuit primaire principal pour vérifier leur étanchéité ainsi que l'épreuve de l'enceinte du bâtiment réacteur pour vérifier son bon comportement mécanique et ses capacités de confinement. La frise ci-dessous présente les grandes étapes du 4<sup>e</sup> réexamen périodique de Dampierre 3.

<sup>8</sup> Pièce n° 4 du dossier de l'enquête publique

<sup>9</sup> ASN - Phase générique du RP4 900 - Rapport d'instruction - CODEP-DCN-2021-007968 de mars 2021. ASN - Décision n° 2021-DC-0706 de l'ASN du 23 février 2021 fixant à EDF les prescriptions applicables aux réacteurs de 900 MWe au vu des conclusions de la phase générique de leur 4<sup>e</sup> réexamen périodique. <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-audela-de-40-ans>, modifiée par la décision n° 2023-DC-0774 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 décembre 2023.  
ASN - Courrier à EDF - Position de l'ASN sur la phase générique du RP4 900 - CODEP-DCN-2021-009580 du 23 février 2021.



### L'enquête publique sur le rapport du 4<sup>e</sup> réexamen de Dampierre 3

La visite décennale de Dampierre 3 s'est déroulée du 23 septembre 2023 au 02 mars 2024 (couplage au réseau électrique). Le rapport de conclusions du 4<sup>e</sup> réexamen périodique a été transmis par EDF le 27 juin 2024 au ministre chargé de la sûreté nucléaire et à l'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR).

Le dossier de l'enquête publique du 4<sup>e</sup> réexamen périodique de Dampierre 3 comprend les pièces suivantes :

PIÈCE 1	PIÈCE 2	PIÈCE 3	PIÈCE 3BIS	PIÈCE 4	PIÈCE 5
Note de présentation	Rapport du réexamen périodique de Dampierre 3, objet de l'enquête publique	Description des dispositions proposées par l'exploitant à la suite du réexamen périodique	Document relatif aux effets sur l'environnement associés à l'exploitation du réacteur pour les dix années suivantes	Bilan des actions de concertation mises en œuvre pour la partie commune du 4 <sup>e</sup> réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe	Liste des textes régissant l'enquête publique ainsi que son articulation avec la procédure relative au réexamen périodique prévu au troisième alinéa de l'article L. 593-19 du code de l'environnement

Ce document (pièce 1) présente les principales dispositions prises par EDF sur Dampierre 3 pour améliorer la protection des intérêts depuis le 3<sup>e</sup> réexamen, dont notamment celles mises en œuvre pendant la 4<sup>e</sup> visite décennale. Elles sont signalées par le pictogramme « Réalisé ».



Il présente également les principales dispositions proposées par EDF à la suite du réexamen. Elles sont signalées par le pictogramme « Proposé ».



Une fois l'enquête publique achevée, l'autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection tient compte des conclusions de l'enquête publique dans son analyse du rapport de réexamen de Dampierre 3 et dans les prescriptions qu'elle prend.



# 2

## La centrale électronucléaire EDF de Dampierre-en-Burly

La centrale nucléaire se trouve sur la commune de Dampierre-en-Burly (département du Loiret) à environ 50 km au sud-est d'Orléans et environ 10 km à l'ouest de Gien. Elle occupe une superficie de 225 hectares, sur la rive droite de la Loire.

La centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly comprend quatre Réacteurs à Eau Pressurisée (REP) d'une puissance électrique unitaire de 900 MWe refroidis en circuit dit « fermé » avec l'eau de la Loire. Le réacteur n°3 a été mis en service en 1981.

En 2025, la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly a produit 23,42 milliards de kilowattheure d'électricité décarbonée soit environ six fois la consommation du Loiret et près de 6% de la production nucléaire française.

Le respect de l'environnement est au cœur des préoccupations des équipes de la centrale de Dampierre-en-Burly. Près de 20 000 analyses environnementales ont été effectuées en 2025. Les rejets de la centrale sont restés faibles et bien en-deçà des limites autorisées. La centrale a recyclé ou valorisé plus de 95% de ses déchets conventionnels.

La centrale est un des premiers employeurs du territoire avec en permanence près de 2000 personnes présentes sur le site. 85 embauches ont été réalisées en 2025, dont 47% sont issus du Loiret.

La 4<sup>e</sup> visite décennale d'un réacteur représente environ :

- 5 mois d'activités
- 3 000 intervenants
- 250 millions d'euros d'investissement
- 70 chantiers d'amélioration

Les marchés passés avec les entreprises locales représentent un quart des investissements totaux.

La centrale s'implique fortement dans la formation des jeunes ; ainsi, 51 nouveaux alternants ont été accueillis sur le site en 2025 et 387 stagiaires.

Elle est attentive à la vie du territoire et soutient de nombreuses initiatives et associations en faveur de l'environnement et de la biodiversité, du sport, et de l'insertion des jeunes.

### CENTRALE NUCLEAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (LOIRET)



Les grandes villes et axes de communication



- Préfecture de région
- Préfecture départementale
- Sous-préfecture
- Autre ville



# 3

## Les réacteurs électronucléaires

Fonctionnement et sûreté<sup>10</sup>

### 3.1 Fonctionnement d'une centrale nucléaire

Le fonctionnement d'une centrale nucléaire du type réacteur à eau pressurisée (REP), comme celle de Dampierre 3, repose sur **trois circuits d'eau, indépendants et étanches entre eux**, qui opèrent des échanges thermiques en évitant toute dispersion de substance radioactive vers l'extérieur :

**1- Le circuit primaire :** dans le réacteur, la fission des atomes d'uranium produit une grande quantité de chaleur qui chauffe l'eau qui circule autour des assemblages de combustible à 320°C. L'eau du circuit primaire est maintenue sous pression pour l'empêcher de bouillir. Elle transmet sa chaleur à l'eau d'un deuxième circuit fermé.

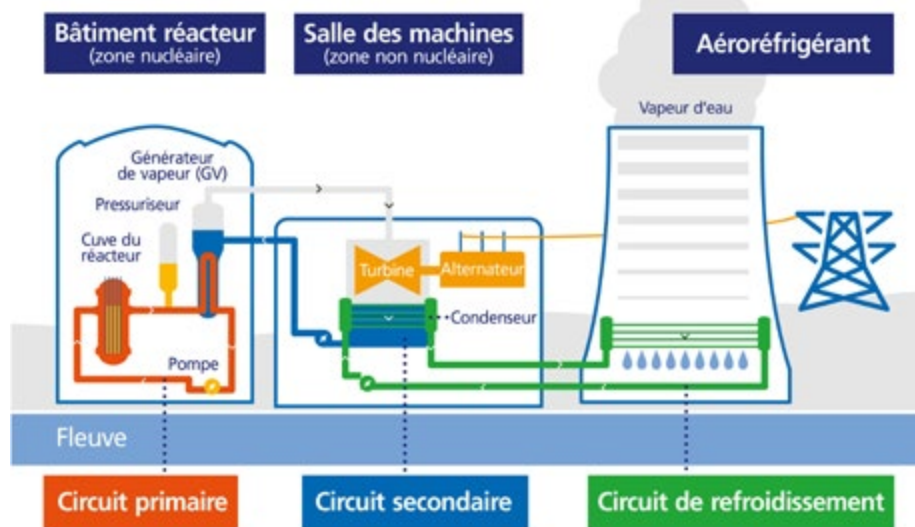
**2- Le circuit secondaire :** l'échange de chaleur entre l'eau du circuit primaire et l'eau du circuit secondaire se fait par l'intermédiaire de générateurs de vapeur. L'eau du circuit secondaire se transforme alors en vapeur. La pression de cette vapeur fait tourner une turbine qui entraîne un alternateur. Un transformateur élève la tension du courant électrique produit par l'alternateur pour qu'il puisse être plus facilement transporté à longues distances dans les lignes très haute tension.

**3- Le circuit de refroidissement :** à la sortie de la turbine, la vapeur du circuit secondaire est à nouveau transformée en eau, grâce à un condenseur dans lequel circule de l'eau froide, en provenance de la mer ou d'un cours d'eau (comme c'est le cas pour les réacteurs de la centrale de Dampierre-en-Burly). Ce troisième circuit est appelé circuit de refroidissement. Pour la centrale de Dampierre-en-Burly, l'eau de ce 3<sup>e</sup> circuit est refroidie au contact de l'air dans des tours aéroréfrigérantes.

<sup>10</sup> Cette partie aborde des notions relatives au fonctionnement des centrales et à la sûreté nucléaire pour une meilleure compréhension des dispositions présentées en parties 4 à 6 de ce document ainsi que dans les autres pièces du dossier.

## LA CENTRALE NUCLÉAIRE

### Principe de fonctionnement, avec aéroréfrigérant



## 3.2 Les fondamentaux de sûreté

### 3.2.1 LES TROIS BARRIÈRES DE CONFINEMENT

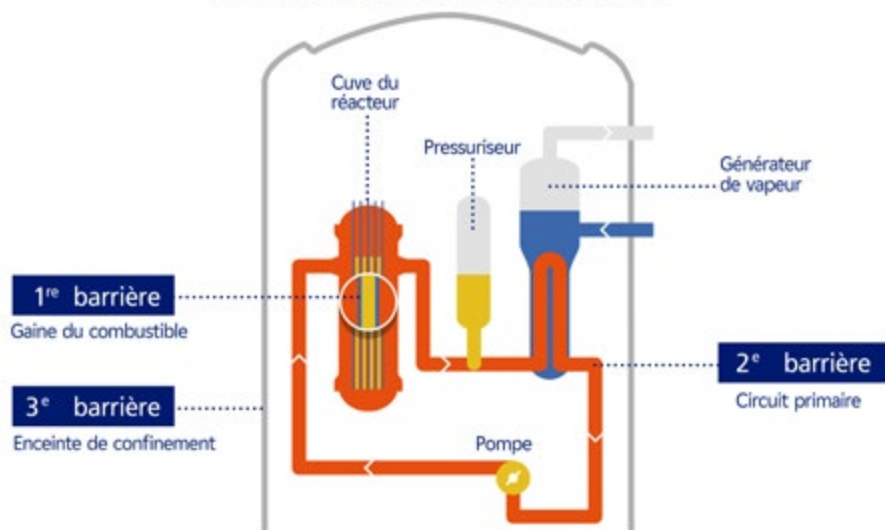
Dans une centrale nucléaire, l'objectif général de sûreté nucléaire est d'établir et de maintenir une défense efficace pour prévenir les accidents et en limiter les effets sur l'homme et son environnement.

Les dispositions de conception et d'exploitation prises à cet effet portent sur la prévention pour éviter qu'une situation anormale ne se produise, et la protection pour limiter les conséquences d'un éventuel accident.

Ainsi, trois barrières physiques, résistantes, étanches et indépendantes concourent au confinement de la radioactivité :

- la gaine des crayons de combustible,
- l'enveloppe du circuit primaire,
- l'enceinte de confinement.

#### LES TROIS BARRIÈRES DE CONFINEMENT



### 3.2.2 LES TROIS FONCTIONS DE SÛRETÉ

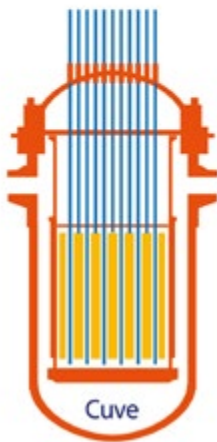
Afin d'éviter la dégradation des barrières de confinement et de limiter les conséquences radiologiques de leur détérioration éventuelle, des matériels et systèmes dédiés sont prévus à la conception et mis en œuvre en exploitation : ils assurent les trois « fonctions de sûreté ».

#### LES TROIS FONCTIONS DE SÛRETÉ

**1**

##### Contrôler la réaction en chaîne

- Position des grappes de commande
- Concentration du bore dans l'eau

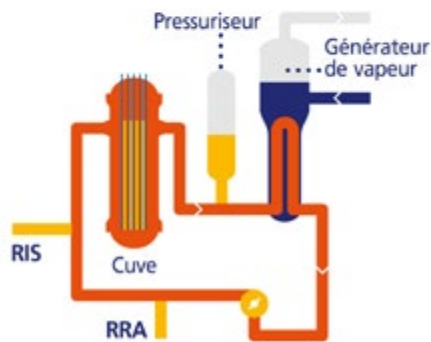


**2**

##### Refroidir le combustible

Évacuation de la chaleur :

- par les générateurs de vapeur en fonctionnement normal,
- par le circuit de réfrigération à l'arrêt du réacteur (RRA),
- par les systèmes d'injection de sécurité (RIS).

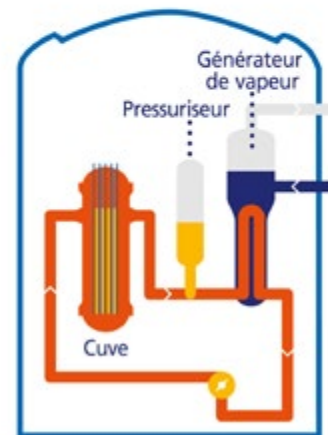


**3**

##### Confiner la radioactivité

Par les trois barrières :

- gaine du combustible
- circuit primaire
- enceinte de confinement



Les dispositions mises en œuvre pour assurer ces trois fonctions fondamentales de sûreté permettent d'assurer aussi la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants, fonction de sûreté complémentaire introduite par l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit « arrêté INB ».

L'état « sûr » d'un réacteur se caractérise par la maîtrise des trois fonctions de sûreté :

- contrôle de la réaction nucléaire en chaîne dans le réacteur,
- refroidissement du combustible,
- confinement de la radioactivité.

Ainsi que le bon fonctionnement des systèmes nécessaires pour le maintien de ces conditions.

### 3.2.3 LA DÉFENSE EN PROFONDEUR

La sûreté nucléaire repose sur le concept de défense en profondeur, qui met en œuvre des niveaux de défense successifs suffisamment indépendants pour se prémunir de défaillances humaines, techniques et organisationnelles.

À la conception et en exploitation, la défense en profondeur se décline en cinq niveaux visant à :

**1- Prévenir les incidents.** Ce premier niveau repose sur une conception robuste et la qualité de fabrication. L'organisation de l'exploitation assure le maintien de l'installation dans les limites du fonctionnement normal. Sur le plan matériel, des automatismes et des systèmes de régulation permettent de maintenir l'installation dans ces limites.

**2- Détecter les incidents**, mettre en œuvre les actions permettant d'empêcher qu'ils ne conduisent à un accident, et rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, atteindre puis maintenir l'installation dans un état sûr.

Ce deuxième niveau est destiné notamment à assurer l'intégrité de la gaine du combustible (la première barrière) et du circuit primaire (la deuxième barrière) par la mise en œuvre de dispositions et systèmes de protection pour la maîtrise des fonctions de sûreté : arrêt automatique du réacteur, apports additionnels d'eau pour refroidir le réacteur...

**3- Maîtriser les accidents**, n'ayant pu être évités, limiter leur aggravation, ramener et maintenir l'installation dans un état sûr.

Ce troisième niveau repose sur les systèmes de sauvegarde (système d'injection de sécurité du circuit primaire, système d'aspersion de l'enceinte, alimentation de secours des générateurs de vapeur), ainsi que sur les procédures de conduite accidentelle et l'Organisation Nationale de Crise.

**4- Gérer les situations d'accident grave** n'ayant pu être maîtrisées de façon à limiter les conséquences sur les personnes et l'environnement.

Ce quatrième niveau vise à préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement, la troisième barrière. Pour répondre à cet objectif, la conduite des accidents avec fusion du cœur s'appuie sur des dispositions matérielles : les recombineurs passifs pour éliminer le risque d'explosion d'hydrogène formé lors de la fusion de gaines de combustible, des moyens mobiles comme des pompes avec leur alimentation électrique, ou encore le dispositif ultime de filtration des rejets radioactifs mis en œuvre lors de l'ouverture de l'enceinte, ainsi que sur la Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) issue du retour d'expérience tiré à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

Relèvent également des niveaux 3 et 4, les équipements dits « Noyau Dur » (cf. § 4.2.1), comme le dispositif de stabilisation du corium, ou encore une alimentation électrique supplémentaire.

**Le Noyau Dur** est un ensemble de moyens matériels fixes et robustes complétés par des moyens mobiles visant à éviter des rejets radioactifs massifs et des effets durables dans l'environnement pour des situations extrêmes consécutives à une agression naturelle externe extrême. Il s'agit principalement de situation de séisme, d'inondation externe et des phénomènes associés (foudre, grêle, grands vents, pluies de forte intensité), ou encore de la tornade.

**5- Protéger les populations.** Ce 5<sup>e</sup> niveau de la défense en profondeur est du ressort des pouvoirs publics et correspond à la mise en œuvre du Plan Particulier d'Intervention (PPI) (confinement, prise de comprimés d'iodes, évacuations...).

## 3.3 La sûreté sur le terrain

Les fondamentaux de la sûreté nucléaire se déclinent sur le terrain par la mise en œuvre de dispositions prévues à la conception et complétées au fil de l'exploitation notamment lors des réexamens périodiques en prenant en compte les enseignements du retour d'expérience des centrales nucléaires en France et à l'étranger ainsi que le progrès des connaissances.

Pour le 4<sup>e</sup> réexamen des centrales 900 MWe, des dispositions d'amélioration de la sûreté sont ainsi mises en œuvre et envisagées en réponse aux enseignements de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi et plus généralement pour anticiper et faire face à des situations accidentelles extrêmes afin d'éviter des rejets radioactifs massifs et des effets durables dans l'environnement (cf. § 3.3.1).

A titre d'illustration, les modes de sollicitations des principales dispositions de sûreté dans le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible en situation normale de fonctionnement, en situation incidentelle ou accidentelle, et en cas d'agression externe extrême sont présentées en §3.3.2, §3.3.3, §3.3.4.

### 3.3.1 ENSEIGNEMENT DE L'ACCIDENT DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE FUKUSHIMA DAIICHI

Faisant suite à l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en mars 2011 au Japon, EDF a étudié un ensemble de dispositions pour renforcer ses installations afin de faire face à des agressions naturelles d'ampleur très au-delà des hypothèses de dimensionnement retenues à la construction des réacteurs. Ces dispositions s'articulent ainsi :

- Une phase réactive de 2012 à 2015 au cours de laquelle EDF a déployé :

- La force d'action rapide du nucléaire (FARN), composée de 300 agents EDF formés et prêts à intervenir sur tout site nucléaire français le nécessitant, au plus tard 24 heures après le début de l'accident.



- Des matériels locaux fixes et mobiles mis en place avec des points de connexion standardisés (« raccord pompier ») pour alimenter en eau les installations en cas de perte totale des moyens de refroidissement de secours.



- Un plan d'urgence pour faire face à une situation accidentelle affectant plusieurs réacteurs.



- Une phase de mise en place de « dispositions pérennes » d'approvisionnement en eau et en électricité, avec notamment :

- Sur chaque réacteur, une source électrique de secours supplémentaire : le Diesel d'Ultime Secours (DUS).



- Une source d'eau diversifiée (SEG) par l'utilisation de réserves d'eau existantes de grande capacité.



- Un renforcement des équipes de conduite des réacteurs (+ 250 personnes sur la France), entraînées à la gestion de l'inattendu.



*Diesels d'ultimes secours (DUS) des réacteurs n°3 et n°4*

Grâce à ces dispositions, en cas de perte totale des sources électriques ou de la source froide, le combustible situé en bâtiment réacteur ou entreposé en piscine dans le bâtiment combustible (BK), peut continuer à être refroidi pendant 3 jours sans secours externe. Cette autonomie permet à l'Organisation Nationale de Crise, dont la FARN, d'assurer les réalimentations nécessaires dans la durée jusqu'à la restauration de matériels.

Dans le cadre de la poursuite du fonctionnement au-delà de 40 ans, EDF déploie un ensemble de dispositions matérielles et organisationnelles qui visent à prévenir un accident avec fusion du cœur et éviter des rejets radioactifs massifs et des effets durables dans l'environnement pour des situations extrêmes, dites situations « Noyau Dur », consécutives notamment à une agression naturelle externe extrême. Le « Noyau Dur » est déployé dans le cadre du 4<sup>e</sup> réexamen périodique et ses suites.

### 3.3.2 LA SÛRETÉ DANS LE BÂTIMENT RÉACTEUR

**En fonctionnement normal**, pour assurer l'intégrité de la première barrière de confinement, le refroidissement du combustible est une fonction de sûreté à maintenir en toute circonstance :

- Réacteur en puissance, l'énergie liée à la chaleur dégagée par les assemblages de combustible est transmise par les Générateurs de Vapeur (GV) à la turbine puis au réseau électrique par l'intermédiaire d'un alternateur. A la sortie de la turbine, la vapeur du circuit secondaire est à nouveau transformée en eau grâce à un condenseur refroidi par un aéroréfrigérant, afin de poursuivre le cycle vers les GV.
- Lorsque le réacteur s'arrête, la puissance thermique du cœur est de l'ordre de quelques pour cent de la puissance nominale et va diminuer dans le temps. La chaleur résiduelle produite par les assemblages de combustible est évacuée par le circuit de réfrigération du réacteur à l'arrêt (RRA), lui-même refroidi par la « source froide » (la Loire) via le circuit de Refroidissement Intermédiaire (RRI) et le circuit d'eau brute secourue (SEC) qui constituent des barrières successives vis-à-vis de l'eau du fleuve.

#### RÉACTEUR EN FONCTIONNEMENT NORMAL Principaux circuits annexes

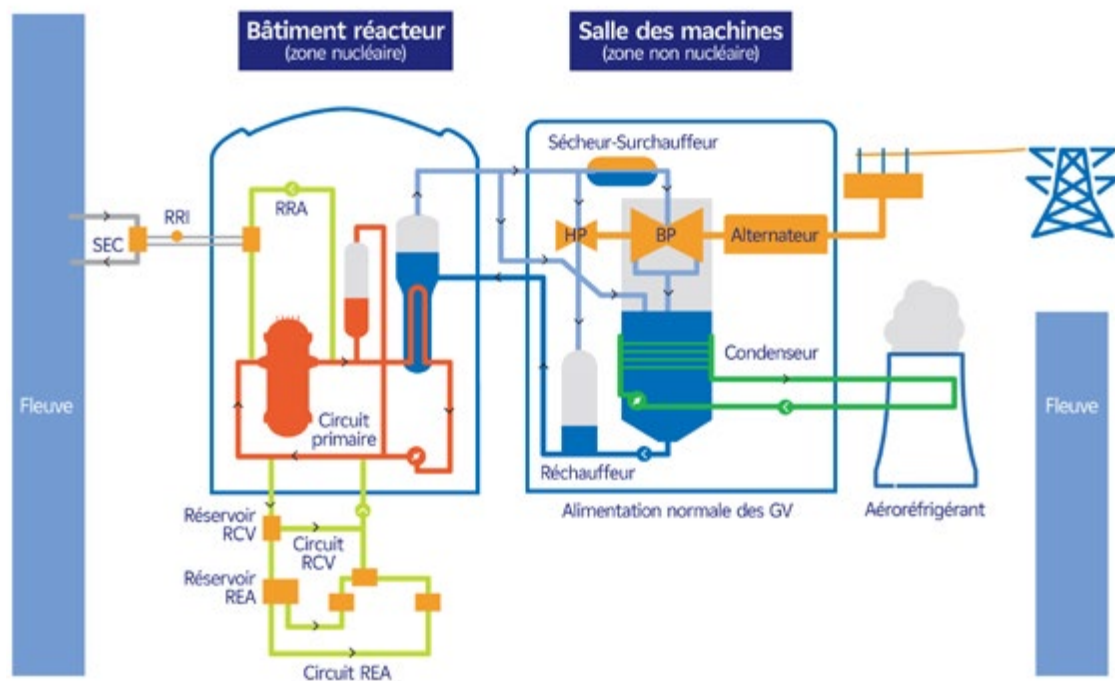


Figure 1. Réacteur en fonctionnement normal : principaux circuits

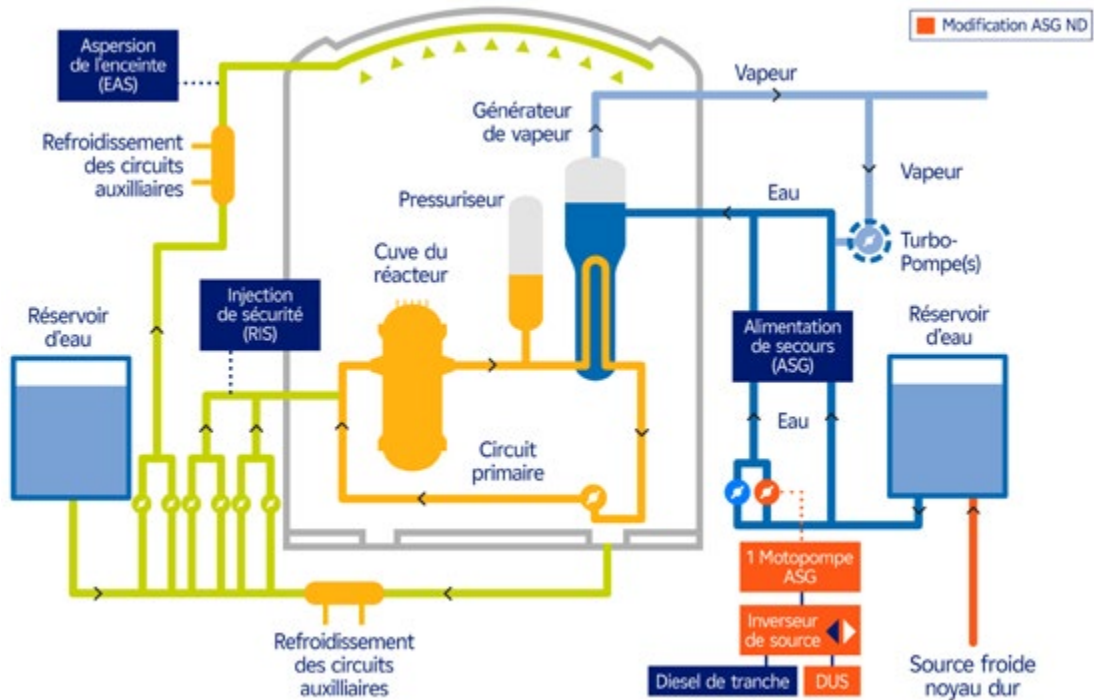
**En situation accidentelle**, le refroidissement du combustible est assuré par :

- Les Générateurs de Vapeur (GV), puis par le circuit de réfrigération du réacteur à l'arrêt (RRA) au fur et à mesure du refroidissement et de la dépressurisation du circuit primaire ;
- Et, en cas de rupture survenant sur le circuit primaire, le système d'injection de sécurité (RIS) intervient pour compenser la perte en eau et poursuivre le refroidissement du cœur. Le système d'aspersion de l'enceinte (EAS) permet de réduire la pression induite par l'évaporation de l'eau du circuit primaire à l'intérieur de l'enceinte de confinement (BR).

En situation d'agression naturelle externe extrême, dite situation « Noyau Dur », l'installation peut connaître des pertes de fonctionnement de certains matériels, comme ceux liés aux sources électriques et/ou aux systèmes de refroidissement associés à la source froide (Loire).

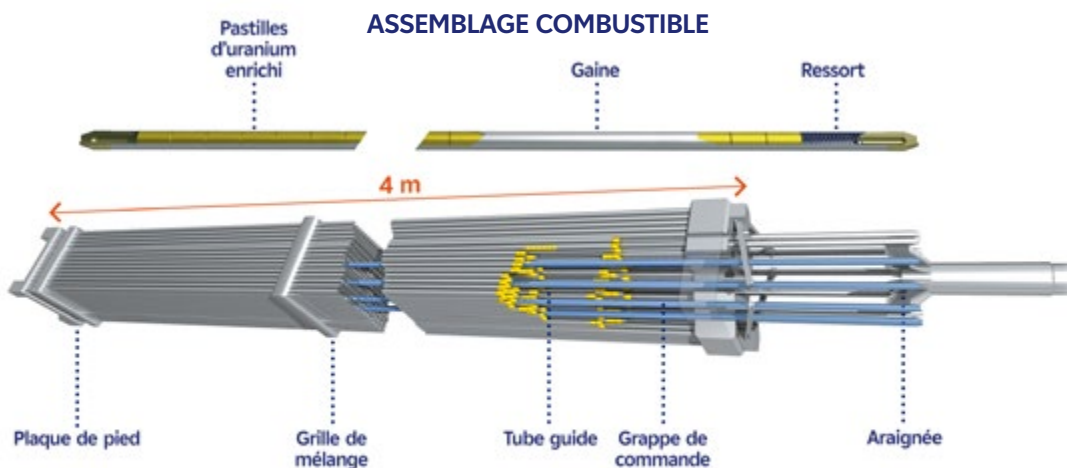
Ce sont alors les matériels du Noyau Dur, qualifiés et robustes aux conséquences de ces situations extrêmes, qui continuent à assurer les fonctions de sûreté.

Dans ces situations extrêmes, une partie de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur est qualifiée aux situations Noyau Dur pour assurer la fonction de **Refroidissement secondaire du Noyau Dur (ASG-ND)**. Ce dernier est alimenté électriquement par le **Diesel d'Ultime Secours (DUS)** et associé à la **source d'eau diversifiée (SEG)**, qui joue alors le rôle de source froide de substitution.



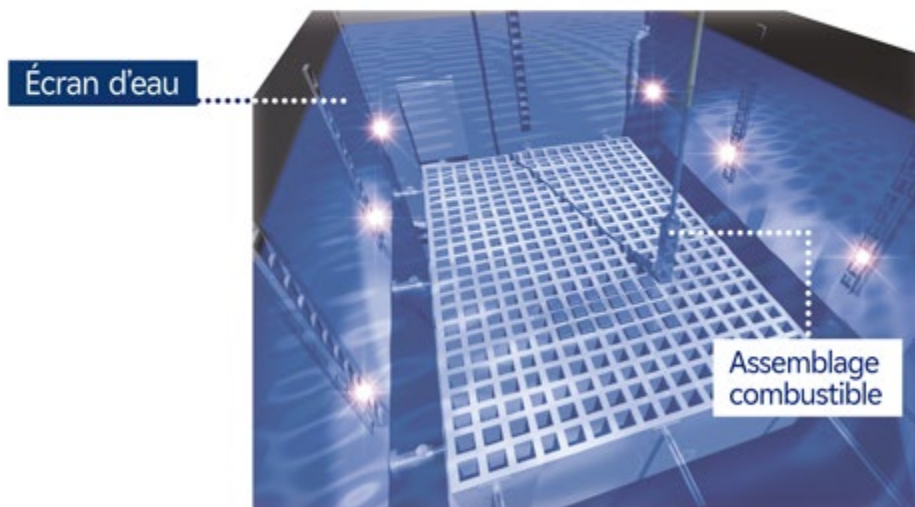
### 3.3.3 LA SÛRETÉ DANS LE BÂTIMENT COMBUSTIBLE

La piscine d'entreposage du bâtiment combustible (BK) accueille les assemblages de combustible neufs, avant leur chargement dans le réacteur, et les assemblages déjà utilisés en attente de leur évacuation, ou d'un rechargement.



## BÂTIMENT COMBUSTIBLE

### Piscine d'entreposage du combustible



#### En fonctionnement normal

- La chaleur résiduelle des assemblages de combustible usé entreposés dans la piscine est évacuée par le système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines (PTR), refroidi par la source froide (Loire) via le circuit de refroidissement intermédiaire (RRI) et le circuit d'eau brute secourue (SEC). Le système PTR est composé de 2 voies distinctes (pompe, échangeur) secourues électriquement qui maintiennent en permanence la température de la piscine à moins de 50 °C ;
- La piscine d'entreposage du bâtiment combustible (BK) peut être mise en communication avec la piscine du bâtiment réacteur (BR) via le tube de transfert, lors des opérations de chargement et de déchargement du réacteur par exemple. Côté Bâtiment Réacteur, le refroidissement est assuré par le circuit de réfrigération à l'arrêt du réacteur (RRA), lui-même refroidi par la source froide (Loire) par l'intermédiaire des circuits RRI et SEC.

#### En situations incidentelles / accidentelles

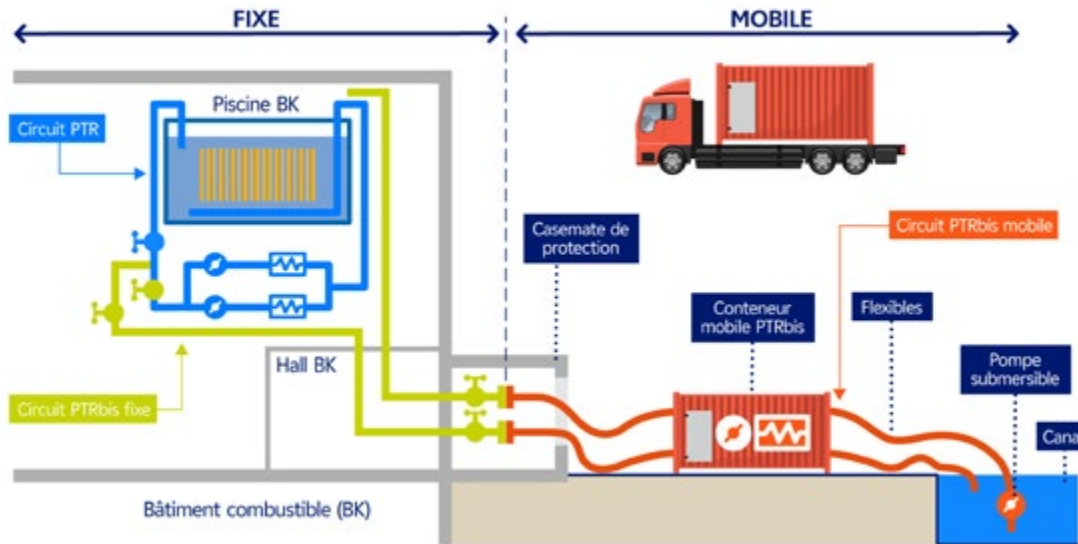
- Lorsque tout le combustible du réacteur est déchargé dans la piscine du bâtiment combustible l'indisponibilité d'une des deux pompes ou d'un des deux échangeurs du système PTR peut conduire à une élévation de la température de l'eau de la piscine au-delà de 50°C. Dans ce cas, le refroidissement reste maintenu sans atteindre l'ébullition.
- Les situations de vidange accidentelle de la piscine conduisent à l'isolement automatique de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement, afin de maintenir les assemblages de combustible sous eau.
- En cas de perte totale de refroidissement par le système PTR, l'appoint à la piscine est possible par le réseau incendie, ou le système d'eau déminéralisée, afin d'en compenser l'évaporation. Le refroidissement du combustible est correctement assuré car les assemblages restent immergés sous eau, même en cas d'ébullition de l'eau de la piscine.

**En situation d'agression naturelle externe extrême**, dites situations « Noyau Dur », l'installation peut connaître des pertes de fonctionnement de certains matériels, potentiellement associés à une situation de perte totale de refroidissement. Ce sont alors les matériels du Noyau Dur, qualifiés et robustes aux conséquences de ces situations extrêmes, qui continuent à assurer les fonctions de sûreté. Dans ces situations extrêmes :

- La source d'eau diversifiée (SEG) permet de compléter les moyens d'appoint à la piscine du BK, avec des moyens en eau et en électricité indépendants des autres moyens de la tranche. Cet appoint permet de compenser l'évaporation et de maintenir le refroidissement des assemblages de combustible en les maintenant sous eau.
- À long terme, le système de refroidissement supplémentaire (PTR-bis) permet le retour à une situation de refroidissement de la piscine d'entreposage du bâtiment combustible avec arrêt de l'ébullition.



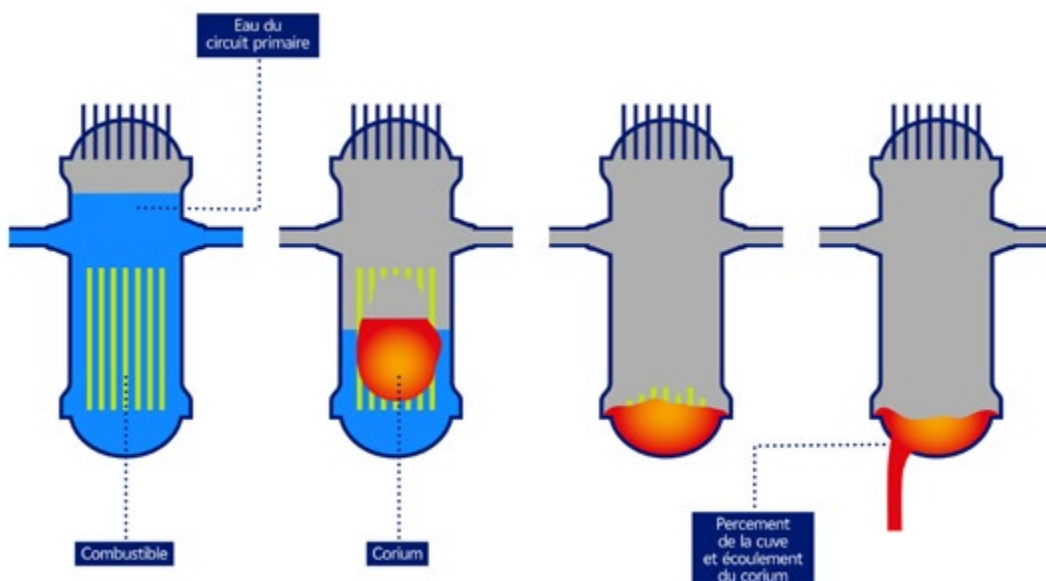
### LE SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT PTRbis



### ➤ 3.3.4 LA SÛRETÉ EN CAS DE FUSION DU COMBUSTIBLE

La perte prolongée du refroidissement du cœur du réacteur peut conduire en l'absence d'eau dans la cuve à des accidents avec fusion du combustible. En effet, le combustible en cuve pourrait atteindre des températures conduisant à la fusion du métal le constituant (pastilles et gaines), mais également du métal avoisinant (grappes de contrôle, ou structures), jusqu'au percement du fond de la cuve.

L'agglomérat de métal sous forme d'un liquide visqueux issu de ce processus s'appelle **le corium**.



Processus d'endommagement du réacteur lors d'un accident de fusion du combustible

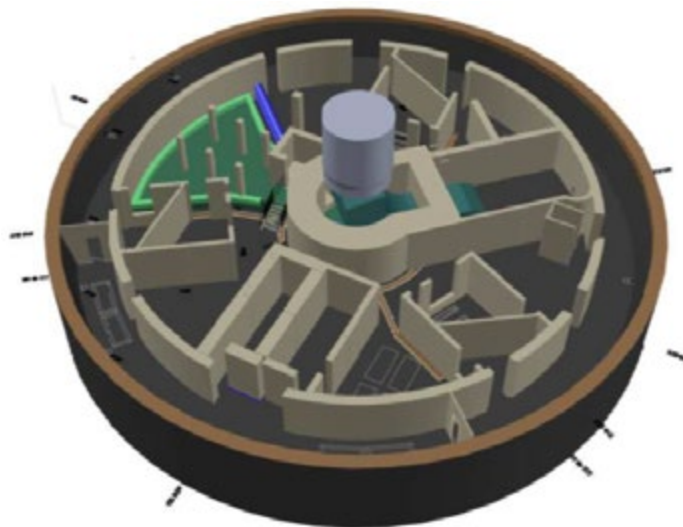
Dans cette situation, les deux premières barrières de confinement sont endommagées et l'objectif de sûreté est alors de préserver l'étanchéité de la 3<sup>e</sup> barrière, l'enceinte de confinement, pour éviter la dispersion de produits radioactifs dans l'environnement.

La stratégie de gestion des accidents avec fusion du cœur est inspirée de la démarche mise en œuvre sur l'EPR. Elle vise à laisser le corium s'étaler « à sec », c'est-à-dire en l'absence d'eau, sur le fond du bâtiment réacteur, le radier. Ainsi étalé, il offre une surface d'échange importante et peut être stabilisé par un apport d'eau borée, qui va le refroidir et à terme rendre solide toute la couche de corium étalée. Cette stratégie vise à :

- Garantir l'absence de percée du radier du bâtiment réacteur. En effet le corium, s'il n'est pas stabilisé, provoque un phénomène d'érosion du radier.
- Limiter la pressurisation lente de l'enceinte, et donc exclure l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte pour sa décompression.
- Maîtriser des phénomènes physiques en accident avec fusion du cœur (risque de combustion hydrogène notamment).

Ainsi, les dispositions « réalisées » en VD4 pour le réacteur n°3 de Dampierre-en-Burly sont :

- **La création d'une aire d'étalement à sec du corium** au sein d'une zone de récupération dédiée située sous la cuve du réacteur : zone « Puits de Cuve » et Local d'Instrumentation du Cœur situé dans le prolongement.
- **La mise en place du système passif de noyage du corium** constitué d'un dispositif de trappes passives libérant l'eau préalablement injectée dans les puisards du bâtiment réacteur par le système d'aspersion de l'enceinte EAS secouru par les deux diesels de tranche, ou, pour les situations extrêmes, le nouveau dispositif « Noyau Dur » EAS-ND secouru par le Diesel d'Ultime Secours (DUS).



*Locaux (puits de cuve et local d'instrumentation du cœur) utilisés pour l'étalement du Corium*



# 4

## Volet « risques » du réexamen de Dampierre 3

### 4.1 Conformité de l'installation

Préalablement à la mise en œuvre d'amélioration de sûreté, EDF s'assure de la conformité des installations au regard des règles qui leur sont applicables.

En complément du traitement des écarts de conformité identifiés au cours du fonctionnement de l'installation, EDF met en œuvre, à l'occasion des réexamens périodiques, d'importants moyens de vérification de la conformité des installations :

- Gestion de la conformité,
- Examen de Conformité des Tranches (ECOT),
- Programme d'Investigations Complémentaires (PIC),
- programme de revues de conformité de systèmes,
- Essais particuliers.

Ces démarches aboutissent à des dispositions déployées dans le cadre du réexamen.

#### 4.1.1 LA GESTION DE LA CONFORMITÉ

EDF dispose d'une organisation lui permettant de détecter ce qui n'est pas à l'attendu, qu'il s'agisse d'un matériel ou d'une activité. Elle l'analyse pour prendre les dispositions appropriées au regard de son importance vis-à-vis des intérêts protégés en particulier si la situation observée constitue un écart au sens de l'arrêté INB<sup>11</sup>.

<sup>11</sup> Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (INB)

À l'occasion des réexamens périodiques, EDF effectue un bilan des écarts et vérifie que tous les constats et écarts de conformité ont été instruits et le cas échéant résorbés avant et pendant la visite décennale par des dispositions matérielles et d'exploitation. En cas de difficulté particulière pour traiter un écart, ayant un impact sur la sûreté, EDF justifie au cas par cas l'acceptabilité de la situation, en proposant si besoin des mesures compensatoires, et en s'engageant sur une date de résorption.

L'analyse montre que l'ensemble des écarts ayant fait l'objet d'Événements Significatifs pour la Sûreté (ESS) de niveau supérieur ou égal à 1 sur l'échelle INES, et l'ensemble des écarts au sens de l'arrêté INB ayant fait l'objet d'un Événement Significatif pour l'Environnement (ESE) relatif au confinement liquide ont été résorbés pour le réacteur n°3 de la centrale de Dampierre-en-Burly exceptés :

- Un événement significatif de sûreté générique de niveau 1 concernant le combustible MOX qui fait l'objet de mesures compensatoires au niveau des consignes de pilotage du réacteur, en attendant sa résorption définitive par la mise en œuvre d'une évolution du combustible.
- Un événement significatif de sûreté spécifique de niveau 1 concernant la défaillance d'un relais découverte grâce à un essai périodique et ayant provoqué l'indisponibilité d'un signal du système d'injection de sécurité vers le groupe électrogène du réacteur n°3. Une action pour éviter un dysfonctionnement similaire était en cours de traitement lors de l'émission du Rapport de Conclusions du Réexamen. A date de rédaction de cette pièce 1 du dossier d'enquête publique, l'ensemble des actions et leur mesure d'efficacité sont soldées.
- Un événement significatif de sûreté spécifique de niveau 1 concernant le respect de la conduite à tenir suite à l'indisponibilité d'un groupe électrogène du réacteur n°3. Une action de mise à jour documentaire était en cours de traitement lors de l'émission du Rapport de Conclusions du Réexamen. A date de rédaction de cette pièce 1 du dossier d'enquête publique, l'ensemble des actions et leur mesure d'efficacité sont soldées.

#### 4.1.2 L'EXAMEN DE CONFORMITÉ DES TRANCHES (ECOT)

L'ECOT est une disposition complémentaire aux dispositions d'exploitation telles que les Essais Périodiques (EP), les Programmes de Base de Maintenance Préventive (PBMP) ou les Essais de Requalification (ER) après intervention de maintenance.

L'objectif de l'ECOT est de vérifier la conformité sur une liste de thèmes à enjeux, à partir :

- De contrôles in situ réalisés par l'exploitant avant et pendant la visite décennale.
- D'un examen de la documentation d'exploitation, des programmes de contrôles ou d'essais, de modes opératoires et de consignes ainsi que des plans et schémas associés.

Pour le RP4 900, EDF a augmenté le périmètre de vérification de l'ECOT et a retenu une quinzaine de thèmes de contrôle parmi lesquels : le génie civil, la qualification des matériels aux conditions accidentelles, les risques incendie et inondation.

Des visites terrain ont été effectuées sur des matériels contribuant au maintien en état sûr du réacteur comme les pompes de refroidissement des circuits primaire et secondaire du réacteur, ou les diesels de secours électrique.

Sur Dampierre 3, les contrôles et traitements réalisés confirment la conformité du réacteur.

#### 4.1.3 LE PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES (PIC)

L'objectif du PIC est de s'assurer de l'absence de dégradation d'équipements moins sensibles à l'endommagement. Des contrôles sont à cet effet menés par échantillonnage pendant la VD4 des tranches du palier 900 MWe. Les équipements concernés par une dégradation sont remis en conformité ; le référentiel de maintenance est adapté.

Dans le cadre du RP4 900, les domaines retenus pour le PIC sont les suivants :




- Les matériels mécaniques du circuit primaire et du circuit secondaire.
- D'autres matériels mécaniques : tuyauteries, bâches, échangeurs, pompes, robinets.
- Le génie civil et l'enceinte de confinement.

Pour Dampierre 3 aucun contrôle au titre du Programme d'Investigation Complémentaire n'est à réaliser.

#### 4.1.4 LES REVUES DE CONFORMITÉ DE SYSTÈMES


L'objectif est de réaliser des revues de conformité des systèmes de sauvegarde du cœur du réacteur et des systèmes supports associés importants pour la sûreté dont les études de conception n'ont pas été réexaminées depuis la mise en service des installations.

Pour le RP4 900, EDF a effectué les revues de conformité des systèmes suivants :

- Systèmes liés au refroidissement et à la sauvegarde du cœur ou du combustible entreposé en piscine du bâtiment combustible. Ces revues étaient étendues à des fonctions supports importantes comme celles contribuant au refroidissement. 
- Sources électriques : cette revue visant à garantir la fiabilité des sources électriques existantes, s'est attachée à l'intégration des équipements nouveaux construits dans le cadre des dispositions post Fukushima (cf. 4.2.7) avec notamment la substitution fonctionnelle du Turbo Alternateur de Secours par les Diesels d'Ultime Secours (DUS) ainsi que le secours du DUS de Dampierre 3 par le DUS du réacteur voisin (Dampierre 4). 
- Systèmes de ventilation afin de garantir l'adéquation de leurs performances aux exigences des référentiels de sûreté grands chauds, grands froids et risque d'explosion interne. 

Ces revues ont conduit à un travail conséquent de vérification notamment de la cohérence des référentiels de sûreté, du classement de certains matériels et des règles générales d'exploitation compte tenu des évolutions successives sur 40 ans d'exploitation.

Concernant le refroidissement du cœur du réacteur, la recirculation de l'eau en situation accidentelle repose sur le système d'injection de sécurité du circuit primaire et le système d'aspersion de l'enceinte. La revue afférente a permis de démontrer le bon fonctionnement de tous les systèmes et équipements participant directement et indirectement à la fonction.

En complément, EDF s'est engagée à limiter la quantité de débris susceptibles d'être transportés par l'eau en cas de brèche sur le circuit primaire. Le remplacement de calorifuges de type fibreux par des calorifuges de type métalliques, permet notamment de réduire le risque de colmatage qui pourrait affecter la recirculation de l'eau dans le Bâtiment Réacteur. 

#### 4.1.5 LES ESSAIS PARTICULIERS

Les essais particuliers sont réalisés sur site, sur simulateur ou en laboratoire en complément des essais périodiques et essais décennaux, afin de :

- Confirmer l'analyse d'exhaustivité des essais périodiques réalisés pendant l'exploitation : par exemple, fonctionnement de longue durée des diesels, des pompes du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS), des circuits d'air comprimé (SAR).
- Conforter les hypothèses de modélisation et la qualification des outils de calcul scientifique : par exemple, les études thermiques ou les calculs neutroniques.
- Vérifier la bonne intégration de dispositions majeures du réexamen en complément des requalifications réalisées : distribution électrique, dispositif Noyau Dur de refroidissement du corium en situation d'accident avec fusion du cœur (EAS-ND), dispositif Noyau Dur d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (ASG-ND)...

Ces essais particuliers ne sont réalisés qu'une fois sur un réacteur pour l'ensemble des réacteurs du même palier.

## 4.2 Réévaluation du niveau de sûreté nucléaire

Les études de réévaluation du niveau de sûreté nucléaire visent à améliorer la protection contre les risques de l'installation (incidents et accidents), en intégrant dans le référentiel de règles applicables, de nouvelles exigences issues :

- De la comparaison des exigences applicables avec celles en vigueur pour des installations nucléaires plus récentes.
- De l'examen permanent des enseignements importants pour la sûreté nucléaire tirés du retour d'expérience national et international.
- Du progrès des connaissances, dont celles sur le changement climatique et ses effets.

Ces nouvelles exigences peuvent amener EDF à proposer des dispositions modifiant les installations et leur exploitation.

Cette réévaluation a été structurée suivant des objectifs répartis selon 4 grandes thématiques de sûreté :



### Études déterministes et études probabilistes

La démonstration de la sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur une démarche déterministe, c'est-à-dire que les dispositions de conception sont justifiées par l'étude d'une liste de situations accidentelles hypothétiques et par l'application de règles et de critères « prudents », c'est-à-dire incluant des marges de précaution.

Cette approche est complétée par la réalisation d'études probabilistes de sûreté (EPS) qui permettent d'apprécier les risques liés aux installations nucléaires en termes de fréquences des événements redoutés et de leurs conséquences.

Au regard du volume important d'évolutions matérielles et documentaires du programme du RP4 900, une démarche d'analyse transverse des impacts des modifications est menée par EDF ; elle concerne :

- Le personnel : analyse des impacts socio-organisationnels et humains sur les sites.
- L'installation : analyse de l'exhaustivité des essais de requalification de l'installation après intégration des modifications.

Après une synthèse concernant les contributions des dispositions Noyau Dur aux objectifs de la réévaluation du niveau de sûreté, les paragraphes suivants présentent les principales dispositions répondant aux objectifs fixés sur les 4 grandes thématiques de sûreté mentionnées ci-avant.

#### ➤ 4.2.1 LES PRINCIPALES DISPOSITIONS « NOYAU DUR »

Les dispositions visant à renforcer les centrales nucléaires du parc EDF faisant suite à l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en mars 2011 ont été prises en compte dans le cadre de la réévaluation du niveau de sûreté du 4<sup>e</sup> réexamen périodique de Dampierre 3. Ci-dessous sont rappelées les principales dispositions dites « Noyau Dur » (voir § 3.3).



Principales dispositions du Noyau Dur

**Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN)** : équipes en charge d'acheminer les moyens matériels et humains pour appuyer les équipes de la centrale dans la gestion d'une situation d'urgence.

RÉALISÉ

**Diesels d'Ultime secours (DUS)** : une alimentation électrique supplémentaire pour chaque réacteur, en cas de perte de l'ensemble des sources électriques.

RÉALISÉ

**Source d'eau diversifiée (SEG)** : permettant le refroidissement du réacteur (via le système de refroidissement secondaire) et de la piscine d'entreposage.

RÉALISÉ

**Disposition de diversification du refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible (PTR-bis).**

RÉALISÉ

**EAS-ND** : disposition permettant le noyage du corium et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, sans ouverture du dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte.

RÉALISÉ

**Source froide diversifiée mobile** : circuit de refroidissement pour les dispositions EAS-ND ou PTR-bis, acheminé par la FARN.

RÉALISÉ

**Stabilisation du corium** : dispositif en fond de bâtiment réacteur pour conserver le cœur fondu sur le radier du bâtiment.



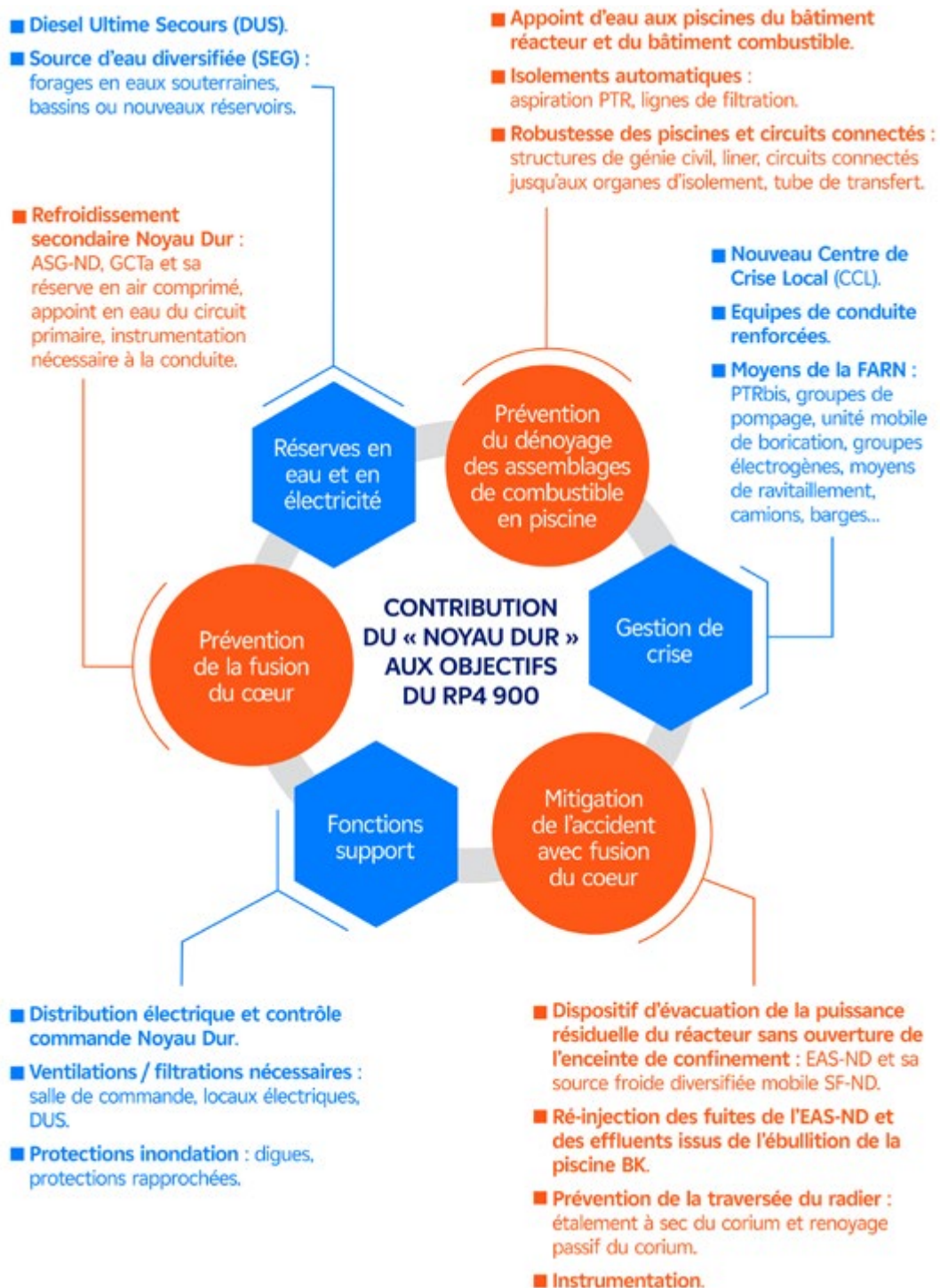
**Refroidissement secondaire Noyau Dur** : renforcement aux agressions extrêmes de l'alimentation de Secours des Générateurs de Vapeur permettant l'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement.



**Centre de crise local (CCL)** : bâtiment permettant la gestion d'une situation d'urgence dans la durée, avec une accessibilité, une autonomie suffisante et une habitabilité adaptée en cas de crise.



Ces dispositions « Noyau Dur » contribuent à répondre aux différents objectifs des quatre thématiques du 4<sup>e</sup> réexamen périodique du palier 900 MWe.



Principales dispositions « Noyau Dur » (ND) reprises par grandes thématiques de sûreté

## 4.2.2 ACCIDENTS SANS FUSION DU CŒUR

### 4.2.2.1 Cadre général de la thématique

À l'occasion du RP4 900, les études d'accidents du rapport de sûreté ont été réexaminées en prenant en compte l'état des connaissances et des pratiques actualisées.

Afin de vérifier le respect des critères de sûreté et tendre vers des niveaux de conséquences radiologiques ne nécessitant pas la mise en œuvre de mesures de protection de la population, deux types d'études sont menées :

- Des études de scénarios accidentels postulés de manière déterministe ; en particulier, un exercice de transposition des situations accidentelles et délais d'intervention des opérateurs chargés de la conduite des réacteurs, pris en compte sur l'EPR FLA 3, a permis de vérifier le bon comportement des moyens de protection disponibles sur les réacteurs 900 MWe.
- Des études probabilistes de sûreté relatives au risque de fusion du cœur dont les résultats montrent une amélioration vis-à-vis du 3<sup>e</sup> réexamen périodique avec une diminution significative du risque de fusion du cœur.

### 4.2.2.2 Illustration des principales dispositions

Renforcement des ressources en eau pour l'évacuation de la puissance du réacteur



#### Réalimentation du réservoir ASG par le réseau d'incendie

##### Éléments de pédagogie

Dans le cadre du RP4 900, les études thermohydrauliques mises à jour en incluant des hypothèses plus conservatives ont montré que dans certaines situations accidentelles (accidents de rupture de tuyauterie vapeur ou de tubes de générateurs de vapeur) l'eau disponible dans le réservoir d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) n'est plus suffisante pour assurer le repli du réacteur en état sûr. Les différents moyens d'appoint existants ne pouvant être utilisés dans ces situations (cumul d'aggravant, exigences de sûreté non appropriées...), EDF vise donc à augmenter les ressources en eau.

##### Description de la disposition

La disposition consiste à réalimenter le réservoir ASG par le réseau incendie en créant une liaison entre le réseau incendie avec ses réserves d'eau et la ligne d'alimentation du réservoir ASG. Un filtre limitera la présence de particules en suspension dans l'eau d'incendie pour le bon fonctionnement des pompes ASG.

### Diminution des conséquences radiologiques en cas d'accident

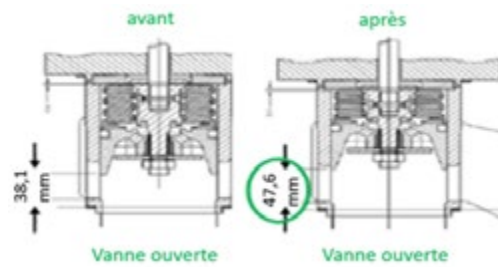
Dans le cadre du RP4 900, EDF a pour objectif, comme pour les réacteurs de 3<sup>e</sup> génération, de faire baisser les expositions aux rayonnements ionisants de la population en cas d'accident sans fusion du cœur, vers des niveaux suffisamment faibles qui ne nécessiteraient pas la mise en œuvre de mesures d'urgence de protection de la population<sup>12</sup>.



Afin de répondre à cet objectif pour le cas le plus sévère, à savoir l'accident de rupture de tube de générateur de vapeur (RTGV), avec simultanément un rejet possible à l'atmosphère via la défaillance d'une soupape, des dispositions sont mises en œuvre :

<sup>12</sup> Une dose efficace de 10 mSv pour la mise à l'abri, de 50 mSv pour l'évacuation et une dose équivalente à la thyroïde de 50 mSv pour l'administration d'iode stable.

## Augmentation des débits des vannes d'évacuation de vapeur



### Éléments de pédagogie

Le circuit dénommé GCTa sert à évacuer directement dans l'atmosphère la vapeur produite par les générateurs de vapeur ; il permet de piloter le refroidissement du réacteur par les GV quand la vapeur produite est insuffisante pour entraîner la turbine ou quand la turbine est indisponible. Il est ainsi utilisé à chaque arrêt ou démarrage. Il est aussi utilisé en situation incidentelle ou accidentelle pour refroidir le réacteur.

### Description de la disposition

En situation accidentelle, afin de limiter la durée de l'accident et les éventuels rejets radioactifs associés, la capacité de décharge de la vapeur à l'atmosphère des vannes du circuit GCTa est accrue pour refroidir plus vite le réacteur. Pour ce faire, la structure interne de la vanne GCTa est modifiée.

## Abaissement de la limite de radioactivité de l'eau du circuit primaire

### Description de la disposition

Par des mesures d'exploitation, la concentration maximale en iode 131 de l'eau du circuit primaire lors de transitoires de puissance est abaissée de 150 à 80 GBq/t.

Cette disposition permet de réduire l'activité des éventuels rejets radioactifs et leurs conséquences radiologiques (doses à la thyroïde notamment) de tous les accidents sans rupture de gaine de combustible dont l'accident de rupture de tube de générateur de vapeur le plus pénalisant.

## ➤ 4.2.3 AGRESSIONS

### 4.2.3.1 Cadre général de la thématique

Les centrales nucléaires sont conçues pour être protégées contre des agressions internes ou externes liées à des phénomènes naturels ou à des activités humaines qui pourraient entraîner des dommages aux structures, systèmes ou composants nécessaires aux fonctions de sûreté.

Lors du réexamen, le niveau des agressions est réévalué au regard de l'état de l'art et des connaissances, notamment des conclusions des rapports du Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat (GIEC).

Les études de sûreté « agressions » sont constituées d'un volet déterministe dont l'objectif est de démontrer la possibilité de ramener et maintenir durablement à l'état sûr le réacteur. Elles sont complétées d'un volet probabiliste (Etudes Probabilistes de Sûreté « EPS ») lorsque cela est pertinent.

Les agressions considérées sont celles identifiées dans la réglementation (arrêté INB) :

- Les agressions internes : incendie, explosion, inondation, défaillance d'équipements sous pression, collision et chute de charge, interférences électromagnétiques, émissions de substances dangereuses, actes de malveillance.
- Les agressions externes (naturelles ou d'origine humaine) : séisme, conditions météorologiques ou climatiques extrêmes (inondation, neige, canicule, grands froids, grands vents, tornades), agression venant du cours d'eau ou de la mer (frasil, prise en glace, colmatants, nappe d'hydrocarbures, ensablement, étiage), foudre et interférences électromagnétiques, incendie, risques industriels de proximité (explosion, substances dangereuses), chute accidentelle d'avion, actes de malveillance.

Par rapport au précédent réexamen, les études ont été menées au regard des standards internationaux fixés par **WENRA**<sup>13</sup>. En pratique, l'analyse de sûreté est rendue encore plus exigeante :

- Réalisation d'études de sensibilité cumulant la défaillance d'équipements et des agressions.
- Prise en compte d'un délai d'intervention retardé de l'opérateur.
- Analyse du comportement de l'installation à des niveaux d'agressions climatiques extrêmes survenant moins d'une fois tous les 10 000 ans.

Dans le cadre du réexamen, le déploiement du « Noyau Dur » pour faire face à des agressions (séisme, inondation, etc.) d'intensité extrême, allant au-delà des niveaux retenus jusqu'ici, contribue à répondre à ces exigences d'études renforcées.

#### 4.2.3.2 Illustrations des principales dispositions

**Protection contre le risque « Incendie »** : Enrubannage de câbles et remplacement de certains équipements présentant un degré coupe-feu plus performant afin d'améliorer la sectorisation incendie.



#### Amélioration de la résistance au feu d'éléments de sectorisation ou de câbles



#### Éléments de pédagogie

Dans le cadre du RP4 900, l'objectif principal d'amélioration des exigences de sûreté pour les risques liés à l'incendie porte sur la vérification de la sectorisation : maintien de la disponibilité d'au moins une fonction redondante. L'approche déterministe est complétée par une approche probabiliste qui fournit une évaluation plus globale de la robustesse de l'installation vis-à-vis de l'incendie.

#### Description de la disposition

Les dispositions envisagées permettent d'améliorer la résistance au feu de certains composants (portes coupe-feu, éléments de sectorisation incendie, protection incendie de câbles électriques...) ou de diminuer l'ampleur ou l'intensité d'éventuels incendies. Ces dispositions consistent notamment à remplacer des éléments de sectorisation incendie (portes coupe-feu par exemple) par des éléments dotés d'une résistance au feu plus importante. Elles consistent également à protéger des câbles avec un enrubannage résistant au feu, ou encore à diminuer les charges calorifiques.

<sup>13</sup> WENRA : association des autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (Western European Nuclear Regulators Association)

### Protection contre le risque « Explosion »

- Renforcement de la tenue au séisme du système de ventilation des locaux des batteries afin d'éviter le risque d'accumulation d'hydrogène.
- Ajout d'un recombineur d'hydrogène passif dans le local le plus sensible afin d'éviter la formation d'une atmosphère explosive.
- Doublement de la détection d'hydrogène dans les locaux du Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN).



### Protection contre le risque « Inondation externe »

- Protection de la station de pompage contre l'inondation par by-pass de la protection volumétrique grâce à la mise en place d'obturateurs ou de protections mobiles.



### Protection contre le risque « Grands Chauds »

Faisant suite aux canicules de 2003 et 2006, EDF a mis en place le projet « Grands Chauds » destiné à couvrir les évolutions de températures à l'horizon 2030. Deux niveaux de températures de l'air, auxquels les installations doivent être en mesure de faire face, ont notamment été définis :

- La température de longue durée (TLD), qui est utilisée pour les vérifications de redimensionnement, à la place des températures prises en compte à la conception initiale. Elle est assimilable à une température maximale extrapolée sur les 30 prochaines années pour laquelle tous les matériels importants pour la sûreté ont des conditions d'ambiance acceptable. La TLD de l'air retenue pour le site de Dampierre-en-Burly est de 34°C.
- La température exceptionnelle (TE), qui est utilisée pour les études relatives à l'agression canicule afin de dimensionner les limites du domaine. La TE de l'air retenue pour le site de Dampierre-en-Burly est de 43°C.

Les principales dispositions de ce projet ont été mises en œuvre entre 2013 et 2017 :

- Modification du suivi de l'encrassement des échangeurs RRI/SEC pour améliorer le refroidissement par la source froide (Loire).
- Remplacement ou protection par des écrans thermiques de matériels sensibles à la température : vannes sur diesel, transformateurs de courant, câbles, capteurs, coffret de détection incendie, ...
- Ajout ou remplacement de groupes frigorifiques (*cf. ci-après*).
- Secours électriques et renfort sismique de circuits de ventilation.



Des dispositions complémentaires ont été mises en œuvre dans le cadre du 4<sup>e</sup> réexamen périodique :

- Renforcement du conditionnement thermique de bâtiments contenant des éléments importants pour la sûreté nucléaire par l'augmentation des débits de ventilation et/ou de la capacité frigorifique, et la mise en place de climatizations.
- Amélioration de la tenue à la température d'éléments importants pour la sûreté nucléaire et notamment remplacement des moteurs des ventilateurs des aéroréfrigérants des diesels (LHP/LHQ) par des matériels dimensionnés pour face aux températures maximales extérieures retenues dans les études d'agression canicule.



## Remplacement de groupes frigorifiques



### Éléments de pédagogie

Faisant suite à l'épisode caniculaire de l'été 2003, EDF a mis en place un plan d'actions comprenant notamment :

- Des modifications matérielles comme l'augmentation des capacités des groupes frigorifiques, l'ajout de climatiseurs, des modifications d'équipements pour assurer leur tenue à des températures supérieures à celles retenues à la conception.
- Ou organisationnelles comme la mise en place de règles particulières de conduite pour les épisodes de canicule (« Grands Chauds »).

### Description de la disposition

En RP4 900, de nouveaux groupes frigorifiques plus puissants sont mis en place afin d'assurer des capacités supérieures de refroidissement pour le bâtiment réacteur (BR) et le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN).

### Protection contre le risque « Grands vents et Projectiles Générés par Grands Vents » (PGGV)

- Remplacement de grilles de ventilation par des grilles robustes à des vents de tornade de vitesse de l'ordre de 150 km/h, afin de protéger les matériels de sûreté situés à l'intérieur de la station de pompage.



## Protection contre le risque « grands vents et Projectiles Générés par Grand Vent (PGGV) »



### Éléments de pédagogie

Au cours du 3<sup>e</sup> réexamen périodique (RP3 900), EDF a renforcé la tenue de ses équipements aux éventuels objets projetés lors d'épisodes de coups de vents violents. En RP4 900 les vitesses de vent ont été réévaluées jusqu'au niveau de la tornade, pour les matériels du « Noyau Dur ».

### Description de la disposition

La disposition consiste à installer des grilles « anti-projectiles » sur certaines bouches d'aération ou matériels importants pour la sûreté.

## Protection contre le risque « Séisme »

Les caractéristiques des séismes de référence retenus pour le risque sismique (SMHV et SMS) sont réévaluées à chaque réexamen périodique à partir de l'évolution des connaissances (zonage sismotechnique, caractéristiques des séismes historiques, nouveaux séismes), avec mise en œuvre, le cas échéant, de renforcements.

À la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima-Daiichi (2011), un aléa sismique Noyau Dur (SND) a été défini ; il est enveloppe du Séisme majoré de sûreté de site (SMS) majoré de 50 % et des séismes d'une période de retour de 20 000 ans (évalués de manière probabiliste).

Le spectre SND évalué reste couvert par le spectre de dimensionnement (SDD) dans la bande de fréquences d'intérêt des ouvrages de l'îlot nucléaire, pour le site de Dampierre-en-Burly. Aucune disposition complémentaire n'est nécessaire.

## Protection contre le risque « Foudre »

Le référentiel d'exigences de sûreté applicable en RP4 900 intègre de nouvelles exigences visant à garantir, en cas de choc de foudre, l'atteinte et le maintien en état sûr des tranches et à limiter les rejets radioactifs, en prenant en considération les éventuels effets induits par la foudre.



## Mise en place de nouveaux parafoudres au plus près des transformateurs auxiliaires

### Éléments de pédagogie

L'objectif est de mettre en œuvre des protections supplémentaires afin d'assurer la disponibilité des sources électriques de sûreté en cas de coup de foudre cumulé avec la défaillance d'un parafoudre existant sur les lignes du réseau 220kV.



### Description de la disposition

Les dispositions proposées consistent à installer de nouveaux parafoudres au plus près des Transformateurs Auxiliaires (TA), en dérivation sur les bornes Basse Tension (6,6 kV). Ces parafoudres permettront d'écarter la tension sur le réseau HTA, lorsque surviendront des élévations de potentiel qui pourraient être supérieures au niveau d'isolement des installations et des équipements électriques en aval des TA. Ils permettront d'écouler l'énergie du défaut à la terre.

## Enseignements des études probabilistes agressions

Les progrès réalisés depuis le démarrage du parc nucléaire français dans la description du comportement des installations en situation incidentelle et accidentelle, permettent de recourir progressivement à des études probabilistes de sûreté dans un champ de plus en plus étendu. Ainsi à partir du 3<sup>e</sup> réexamen périodique des centrales 1300 MWe, un volet probabiliste est introduit dans la démonstration de sûreté nucléaire pour certaines agressions. Le RP4 900 marque une étape supplémentaire dans cette démarche avec le passage à la réalisation d'études probabilistes de sûreté pour un spectre étendu d'agressions : incendie, séisme, inondation interne, crue fluviale, niveau marin, explosion interne.

Les agressions qui contribuent de manière prépondérante au risque de fusion du cœur sont les incendies survenant dans le bâtiment électrique ainsi que le séisme.

Ces études probabilistes de sûreté ont été porteuses d'enseignements au niveau de l'amélioration de la sûreté de l'installation comme par exemple :

- La modification du contrôle-commande des soupapes du pressuriseur du circuit primaire pour éviter leur ouverture en cas d'ordre intempestif provoqué par un incendie.
- L'apport de la mise en place du Noyau Dur (diesel ultime de secours, appoint de secours en eau, contrôle commande Noyau Dur) vis-à-vis de la résistance de l'installation aux agressions, sera complétée lors de la phase B.



## 4.2.4 PISCINE D'ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE USÉ

### 4.2.4.1 Cadre général de la thématique

EDF s'est fixé comme objectif de sûreté d'assurer le maintien sous eau des assemblages de combustible lors de vidanges accidentelles et de perte de refroidissement.

La sûreté des piscines d'entreposage du combustible a été réévaluée :

- Prévention et maîtrise des incidents et accidents affectant les assemblages de combustible entreposés ou manutentionnés.
- Protection des systèmes de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible contre les agressions d'origine interne.
- Prévention des risques associés à la manutention des emballages de transport du combustible.

Les études déterministes ont permis de montrer que les critères de sûreté sont respectés pour tous les initiateurs d'accidents retenus dans le cadre de la démonstration de sûreté grâce aux dispositions existantes.

Cette démarche a été étendue aux agressions internes ; elle a montré que l'évacuation de la puissance résiduelle et le niveau d'eau de la piscine combustible sont également assurés dans ces situations.

Des études probabilistes ont été menées afin de compléter la démarche déterministe. Ces dernières montrent que les risques de découverture du combustible sont déjà extrêmement faibles grâce aux moyens de protection existants :

- Vis-à-vis du risque de vidange accidentel de la piscine : isolement automatique de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement de la piscine (PTR) lors de l'atteinte d'un niveau « très bas » dans la piscine.
- Vis-à-vis du risque de refroidissement : appoint d'eau à la piscine d'entreposage du combustible par le système incendie.

Ces risques seront encore réduits par des dispositions réalisées ou proposées en RP4 900 (cf. ci-après).

#### 4.2.4.2 Illustrations des principales dispositions

##### Incendie

En cas d'incendie, afin d'éviter la perte des 2 voies de refroidissement<sup>14</sup>, EDF a prévu l'ajout d'un dispositif pare-flamme permettant d'écarter le risque de propagation d'un incendie d'une pompe du circuit de refroidissement à l'autre.



##### Refroidissement de la piscine « PTR bis »

Dans le cadre des dispositions post Fukushima, la source d'eau diversifiée (SEG) permet l'appoint d'eau à la piscine du bâtiment combustible.



Lors du RP4 900, un nouveau moyen de refroidissement mobile (PTR bis) de la piscine permet de diversifier la source froide et, en cas de perte du circuit de refroidissement en fonctionnement normal, d'assurer un retour à une situation de refroidissement de la piscine combustible sans ébullition. Ce type de disposition permet de rapprocher la conception des réacteurs 900 MWe de celle des réacteurs de type EPR FLA3.



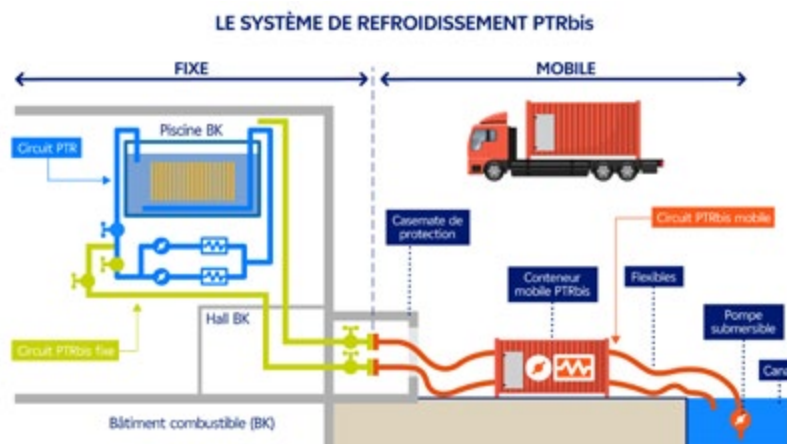
### Mise en place d'un nouveau moyen de refroidissement mobile diversifié : PTR bis

#### Éléments de pédagogie

En fonctionnement normal, le refroidissement de l'eau de la piscine combustible est assuré par le système de traitement et de réfrigération PTR qui dispose de 2 voies redondantes. Lors d'une situation accidentelle entraînant la perte du système PTR, la puissance résiduelle des assemblages de combustible présents en piscine est évacuée par vaporisation de l'eau de la piscine. La mise en service manuelle du système de protection incendie (JPI) en configuration d'appoint à la piscine combustible permet d'empêcher le découvrement des assemblages de combustible sur toute la durée du transitoire. Le retour au refroidissement de la piscine combustible est assuré par la remise en service d'une voie de refroidissement du système PTR.

#### Description de la disposition

L'ajout d'un dispositif « PTR bis » vise à améliorer la gestion des situations de perte de refroidissement de la piscine en disposant, en supplément des deux voies de refroidissement PTR, d'un autre moyen de refroidissement de la piscine combustible, s'appuyant sur une source froide mobile diversifiée. Ce système PTR bis comprend des matériels mobiles (en rouge sur la figure) acheminés sur site et mis en service par la Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN). Ces matériels sont connectés à la piscine combustible par des tuyauteries fixes (en vert sur la figure) débouchant en façade du bâtiment combustible. L'ensemble des matériels mobiles et de la logistique associée sont conçus de manière à simplifier le transport, le déploiement sur site, et permettre une mise en service rapide du système.



<sup>14</sup> Le refroidissement de la piscine combustible est assuré par deux lignes de refroidissements (pompes et tuyauterie) redondantes à 100% qui ont chacune un rôle de secours en cas de défaillance de l'autre. La perte des deux voies empêcherait donc le refroidissement de la piscine combustible par ce système.

## Retombées de la transposition des situations d'accident sur l'EPR FLA3 aux centrales du palier 900 MWe

L'évaluation du comportement des piscines combustible des centrales 900 MWe vis-à-vis des scénarios accidentels retenus pour l'EPR FLA3 et non pris en compte à la conception initiale a montré leur bon niveau de robustesse actuelle. Pour l'améliorer encore, le doublement du dispositif d'isolement automatique de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement normal de la piscine est réalisé.



### 4.2.5 ACCIDENTS AVEC FUSION DU CŒUR

#### 4.2.5.1 Cadre général de la thématique

Dans le cadre du RP4 900, pour les situations d'accidents avec fusion du cœur, l'objectif d'EDF est de réduire de manière significative le risque de rejets précoces et importants afin d'éviter des effets durables dans l'environnement.

À cette fin, EDF vise à confiner la radioactivité dans l'enceinte en cas d'accident avec fusion du cœur via :

- La stabilisation du corium sur le radier du bâtiment réacteur par son étalement et son renoyage.
- L'évacuation de la puissance résiduelle du cœur sans ouverture du dispositif de décompression et filtration de l'enceinte (dispositif dit U5).



Ces dispositions Noyau Dur permettent également de limiter de façon importante les conséquences radiologiques d'un accident avec fusion du cœur.

#### 4.2.5.2 Illustrations des principales dispositions

##### Volet 1 des dispositions : stabiliser et refroidir le corium sur le radier du Bâtiment Réacteur

En complément et faisant suite à l'instruction de l'ASNR, EDF va procéder à la mise en œuvre d'une disposition supplémentaire permettant un appoint d'eau à moyen/long terme dans le fond de l'enceinte par des moyens mobiles, afin de maintenir le refroidissement du corium en cas d'arrêt ou d'indisponibilité de l'EAS-ND.



#### Mise en place d'un dispositif de « stabilisation du corium » sous la cuve du réacteur

##### Éléments de pédagogie

En situation d'accident avec fusion du cœur, la fusion des assemblages de combustible peut entraîner la formation d'un bain de corium<sup>(1)</sup> susceptible de percer la cuve puis de conduire à l'érosion du radier<sup>(2)</sup> à terme. Pour prévenir la percée du radier (dernière barrière de confinement), un dispositif de « stabilisation du corium », équivalent au « core catcher » de l'EPR, est déployé sur les réacteurs 900 MWe.

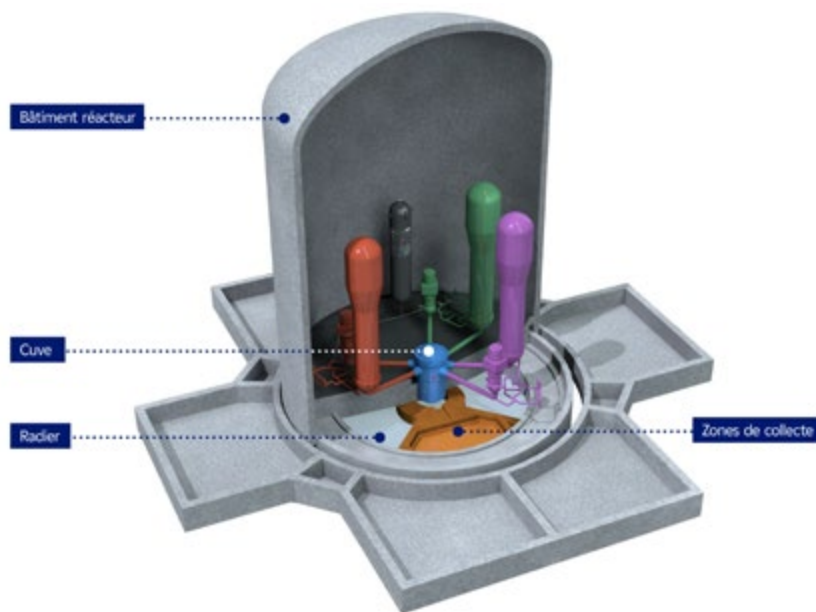


<sup>(1)</sup> : Le corium est un magma métallique et minéral constitué d'éléments fondus du cœur du réacteur nucléaire puis des minéraux qu'il peut absorber lors de son trajet.

<sup>(2)</sup> : Le bâtiment réacteur a une fondation sur radier, une dalle en béton de plusieurs mètres d'épaisseur.

##### Description de la disposition

Lors d'un accident avec fusion du cœur et percée de la cuve, le corium est étalé à sec dans des zones de collecte étanches situées sous la cuve et réalisées à cet effet. Le corium est ensuite noyé par gravité avec l'eau présente dans les puisards au fond du bâtiment réacteur remplis par les circuits d'injection de sécurité (RIS), le système d'aspersion de l'enceinte (EAS) ou par le système d'aspersion « Noyau Dur » (EAS-ND).



## Mise en place d'un dispositif de refroidissement du corium « système EAS-ND »

### Éléments de pédagogie

En situation d'accident avec fusion du cœur, après percement de la cuve, étalement et renoyage du corium, l'énergie thermique libérée en l'absence de refroidissement, pourrait provoquer une montée en pression et température de l'enceinte jusqu'à atteindre le seuil d'ouverture du filtre de décompression de l'enceinte de confinement.



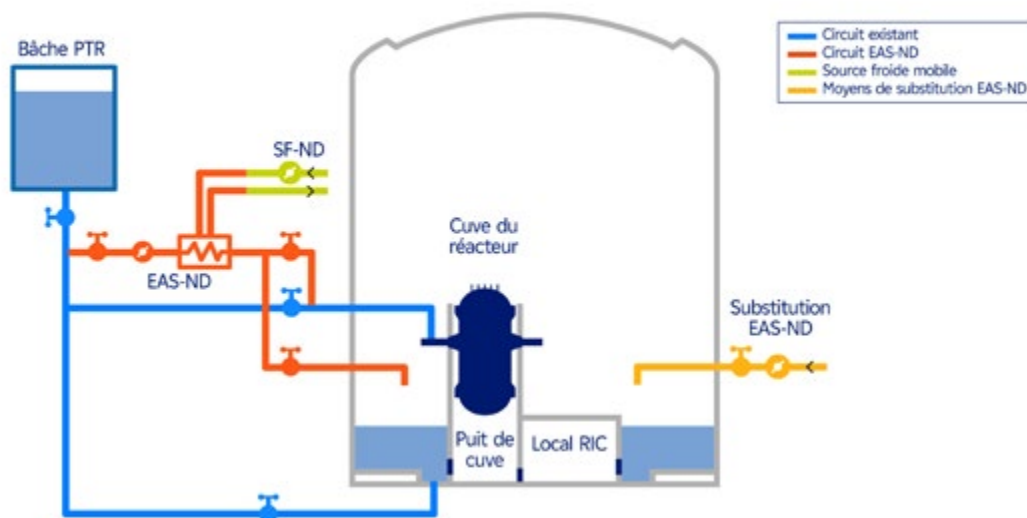
### Description de la disposition

La disposition « EAS-ND » permet d'évacuer la puissance résiduelle du corium sans ouverture du filtre de décompression de l'enceinte de confinement lorsque les systèmes de sauvegarde sont perdus. Cette disposition met en œuvre :

- Une pompe (alimentée par le diesel DUS) pouvant fonctionner en injection directe depuis le réservoir PTR vers le circuit primaire, ou en recirculation depuis les puisards du bâtiment réacteur.
- Un échangeur qui permet l'évacuation de la chaleur du fluide primaire véhiculé par la pompe (EAS-ND) à la source froide Noyau Dur (SF-ND).
- Une source froide Noyau Dur (SF-ND) composée d'un moyen de pompage mobile acheminé et déployé par la FARN (groupes diesels alimentant des pompes submersibles). Elle est reliée au circuit de refroidissement avec des tuyauteries flexibles raccordées à des piquages situés en limite de l'îlot nucléaire.

*Nota : Cette disposition EAS-ND permet aussi le remplissage des puisards du bâtiment réacteur nécessaire à la stabilisation du corium.*

## REFROIDISSEMENT EN SITUATION DE FUSION DU CŒUR



## Volet 2 des dispositions : réinjecter les éventuelles fuites d'eau du système de refroidissement du corium

Le système de refroidissement du corium du Noyau Dur (« EAS-ND ») est conçu suivant des exigences très élevées en termes d'étanchéité, tenue à l'irradiation, température élevée. Néanmoins, dans une démarche prudente de conception et dans le cadre des suites de l'instruction des dispositions du RP4 900, EDF prend en compte d'éventuelles fuites d'eau du système de refroidissement par la mise en œuvre de la collecte et la réinjection de ces fuites du circuit Noyau Dur dans le bâtiment réacteur.



## Réinjection dans le bâtiment réacteur d'éventuelles fuites d'eau du dispositif EAS-ND



## Éléments de pédagogie

La gestion des accidents avec fusion du combustible met en œuvre le dispositif EAS-ND, situé dans le bâtiment combustible (BK). Ce dispositif est conçu comme une extension de la 3<sup>e</sup> barrière de confinement, néanmoins, en cas de fuites, une accumulation d'eau contaminée pourrait survenir en fond du BK avec des risques de rejets radioactifs.

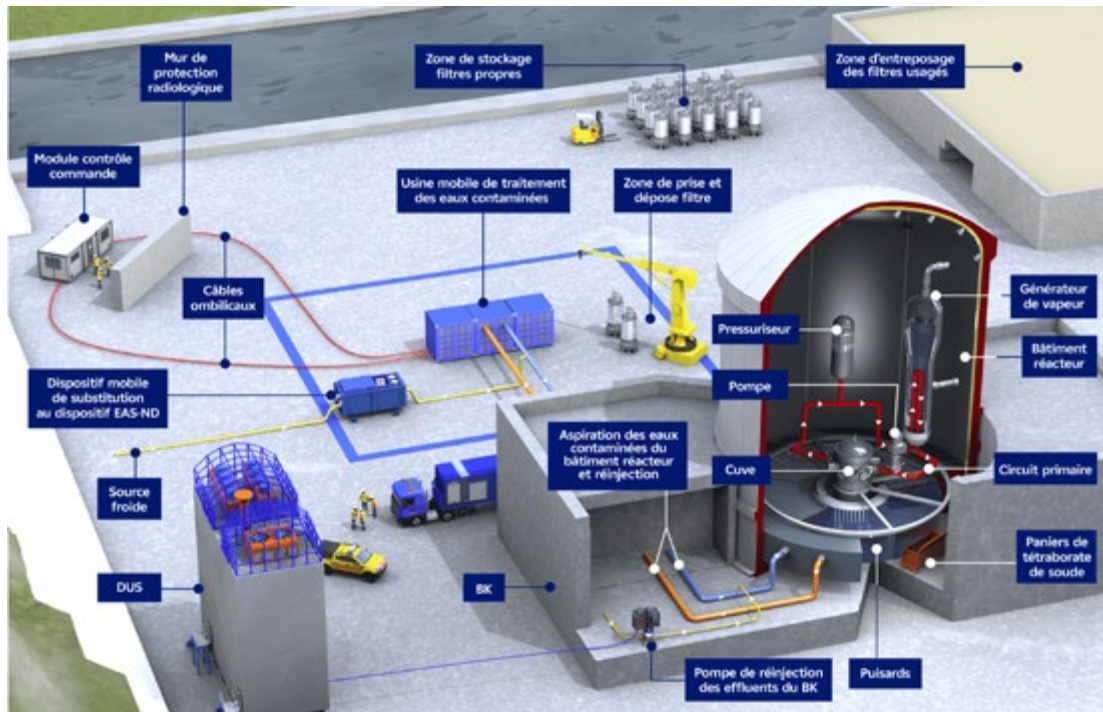
## Description de la disposition

La disposition consiste à mettre en place des moyens de collecte et de pompage, des tuyauteries et de la robinetterie, qualifiés aux conditions les plus pénalisantes, afin de réinjecter dans le Bâtiment Réacteur (BR) l'eau des fuites récupérées dans les puisards du fond du bâtiment combustible.

### Volet 3 des dispositions : décontaminer l'eau du Bâtiment Réacteur

La stratégie de gestion de l'eau des circuits du réacteur, polluée à la suite d'une fusion du cœur, est de la confiner dans le fond du bâtiment réacteur.

Un dispositif de décontamination de l'eau ainsi entreposée est proposé.





# 5

## Volet « inconvenients »

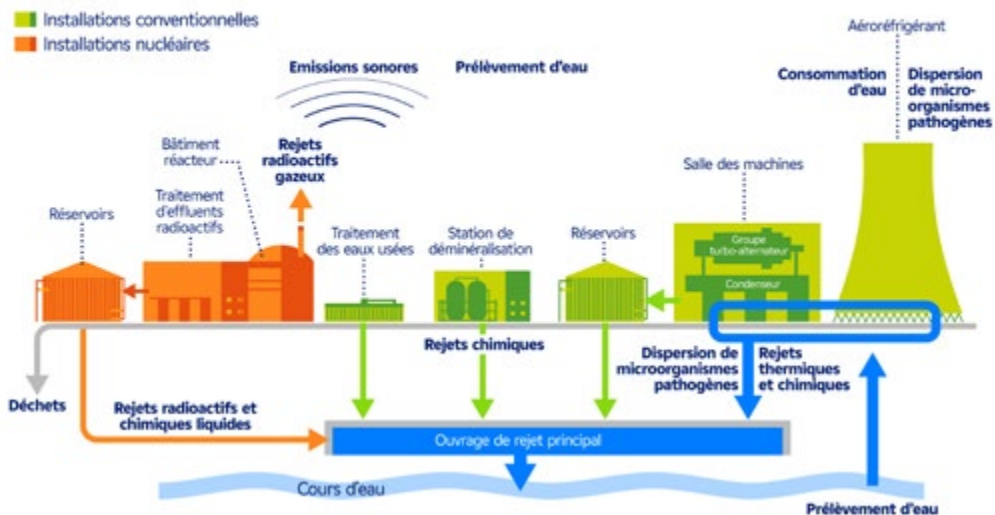
du réexamen  
de Dampierre 3

Ce volet du réexamen périodique de Dampierre 3 est relatif à la maîtrise des inconvenients générés par l'installation en fonctionnement normal du fait des prélèvements d'eau, des rejets, des déchets ainsi que, des nuisances qu'elle est susceptible d'engendrer (dispersion de micro-organismes, bruits, vibrations, odeurs ou envol de poussières).

Ces inconvenients font l'objet de prescriptions réglementaires fixant notamment des valeurs limites à respecter. Ces limites s'appliquent à l'ensemble du site, c'est pourquoi la plupart des conclusions présentées ci-après concernent l'ensemble de la centrale, et pas uniquement le réacteur n°3.

Le schéma simplifié ci-après présente les inconvenients associés au fonctionnement normal d'un réacteur de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly (avec refroidissement en circuit « fermé »).

**REPRÉSENTATION DES INCONVENIENTS SELON LES PARTIES DE L'INSTALLATION**  
Source froide en circuit "fermé"



Conformément aux exigences réglementaires, le volet « inconvénients » du réexamen comprend :

- D'une part, un état de la conformité de l'installation aux règles applicables, ainsi que le retour d'expérience de son fonctionnement sur la décennie écoulée.
- D'autre part, l'actualisation de l'appréciation des inconvénients que présente l'installation en fonctionnement normal sur la santé et l'environnement, dont celles sur le changement climatique et ses effets.

## 5.1 Dispositions prises au regard des règles applicables et du retour d'expérience

La conformité des équipements et des activités de l'installation lors du réexamen périodique s'apprécie au regard des exigences réglementaires applicables. Cette analyse est complétée par l'examen du retour d'expérience de dix années d'exploitation portant sur les événements significatifs ainsi que sur la maîtrise des prélèvements et de la consommation d'eau, des rejets, des nuisances et de la gestion des déchets.

### 5.1.1 RESPECT DE LA RÉGLEMENTATION

Les principaux textes réglementaires spécifiques aux inconvénients sont le code de l'environnement, l'arrêté INB, les décisions génériques de l'ASNR relatives à la gestion des déchets, la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement, ainsi que les décisions individuelles de l'ASNR applicables aux 4 réacteurs de la centrale de Dampierre-en-Burly relatives aux modalités et aux limites de prélèvements d'eau et de rejets.

En complément des revues annuelles menées dans le cadre de la certification ISO 14001 du système de management de l'environnement du site de Dampierre-en-Burly, un bilan complet de l'état de conformité réglementaire a été mené en septembre 2020 dans le cadre du RP4 900.

Sur un total d'environ 4000 exigences, douze exigences à enjeu ont été identifiées en gestion de conformité : elles font l'objet d'actions suivies par le site de Dampierre-en-Burly et aucune d'entre elles ne relève du domaine des inconvénients ou ne présente d'impact sur les intérêts protégés.

Des contrôles réalisés dans le cadre du RP4 900 en août 2022 ont permis de vérifier que les dispositions requises de maintenance, contrôles et essais applicables aux équipements importants pour la protection des intérêts vis-à-vis des inconvénients (EIPi) étaient bien mises en œuvre.

En conclusion, les analyses menées dans le cadre du réexamen périodique de Dampierre 3 permettent de confirmer que la centrale est organisée afin d'assurer en permanence la maîtrise de sa conformité à la réglementation applicable. Aucune disposition d'amélioration complémentaire n'est nécessaire.

### 5.1.2 BILAN DE L'EXPÉRIENCE ACQUISE ET PRINCIPALES DISPOSITIONS D'AMÉLIORATION CONTINUE

#### Événements significatifs

Entre 2012 et 2021, la centrale de Dampierre-en-Burly a retenu, dans le cadre de l'analyse du réexamen, 38 événements significatifs environnement, 4 événements significatifs sûreté et 2 événements significatifs transport ayant trait aux inconvénients. Ils sont tous sans impact perceptible sur l'environnement. Ils ont conduit à chaque fois à la mise en œuvre d'actions correctives et préventives dont l'efficacité est vérifiée. Cette analyse du retour de 10 ans d'exploitation permet de confirmer que la gestion des événements significatifs est correctement intégrée dans le système de management de la centrale de Dampierre-en-Burly.

## Prélèvement et consommation d'eau

Sur 10 ans, les prélèvements et consommations d'eau de la centrale sont restés stables en moyenne. Entre 2012 et 2021, pour le fonctionnement des quatre réacteurs de type 900 MWe, la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly a prélevé en moyenne 187 millions de m<sup>3</sup> par an d'eau de la Loire. Cette eau a été restituée à 72 % à la Loire, le reste étant en quasi-totalité consommé par évaporation atmosphérique à travers les tours aéroréfrigérantes.

## Mise en place d'une Station Mobile d'Épuration

### Éléments de pédagogie

Une bonne qualité de l'eau dans le circuit secondaire est essentielle pour limiter les phénomènes de corrosion des métaux en présence. Lors des redémarrages des réacteurs, pour atteindre la qualité d'eau adaptée, il est ainsi nécessaire de renouveler une quantité d'eau importante du circuit secondaire par appoint d'eau déminéralisée et conditionnée.

### Description de la disposition

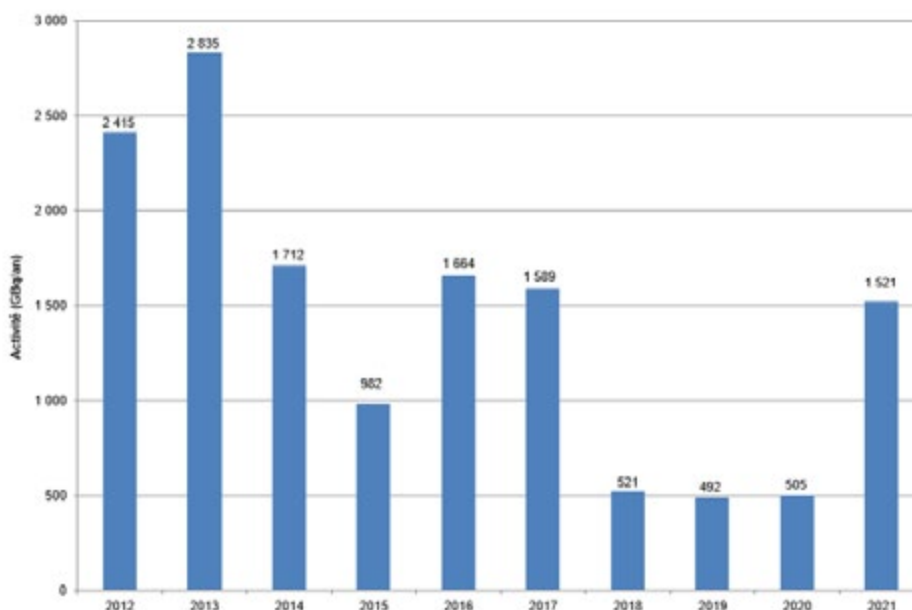
Entre 1999 et 2014, les 4 réacteurs de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly ont été équipés d'une Station Mobile d'Épuration, raccordable au circuit secondaire via une liaison pérenne. Lors des redémarrages des réacteurs, cette station, munie de différents étages de filtration, permet d'obtenir très rapidement les bonnes caractéristiques de l'eau du circuit secondaire avec ainsi une réduction significative des appoints en eau ainsi que des rejets d'effluents du circuit secondaire. Cela contribue ainsi à réduire le volume d'eau prélevée pour la consommation industrielle.



## Bilan des rejets d'effluents

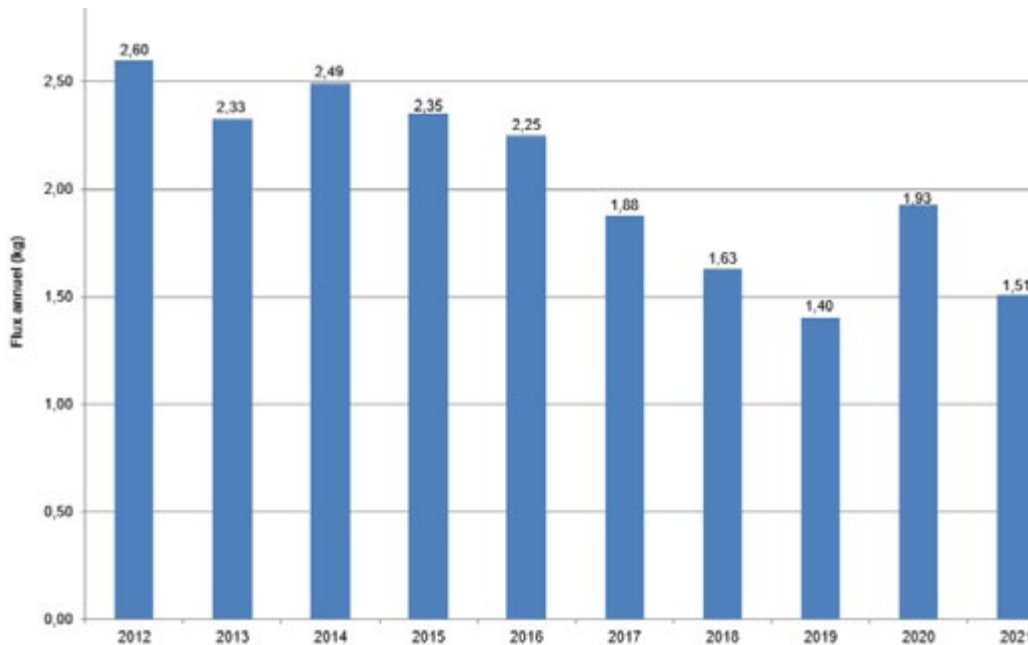
L'analyse des rejets d'effluents radioactifs et chimiques de la centrale sur 10 ans présente dans l'ensemble une stabilité globale à des niveaux faibles, liée à l'optimisation des pratiques d'exploitation et à différentes dispositions d'amélioration continue mises en œuvre, par exemple :

- Des dispositions prises pour améliorer l'étanchéité des gaines du combustible et des circuits véhiculant des gaz radioactifs, et si nécessaire, pour laisser décroître l'activité des radionucléides en différant leurs rejets, permettent de maintenir des rejets de gaz radioactifs relativement faibles et stables, illustrés par la figure suivante :



Activité en gaz rares rejetée à l'atmosphère sur la période 2012-2021 du CNPE de Dampierre-en-Burly

- Afin de renforcer sa capacité de traitement des effluents radioactifs pendant les arrêts et être plus robuste aux aléas, le site s'est doté en 2019 d'un système de traitement mobile d'effluents.
- Les rejets annuels d'hydrazine du CNPE de Dampierre-en-Burly sur la période considérée sont globalement en baisse depuis la modification du piquage d'injection de l'hydrazine sur le dégazeur de l'Alimentation de Secours des Générateurs de vapeur (ASG) en 2011.



Rejets annuels d'hydrazine sur la période 2012 - 2021 du CNPE de Dampierre-en-Burly

- Afin de prévenir le risque de développement de légionnelles et d'amibes engendré par l'échauffement des eaux dans les circuits de refroidissement des condenseurs, le CNPE dispose d'installations de traitement biocide.
- Afin de limiter les rejets de cuivre et de zinc provenant de l'usure par abrasion interne des tubes condenseurs en laiton, le CNPE de Dampierre a procédé à la rénovation du condenseur du réacteur n°3 en 2000.
- Dans une démarche d'amélioration continue, le déploiement progressif du conditionnement à l'éthanolamine de l'eau des circuits secondaires des réacteurs, en remplacement de la morpholine, est en cours à l'échelle du Parc. Cette disposition d'une efficacité supérieure conduit à des rejets moindres et biodégradables. Sur le CNPE de Dampierre-en-Burly, le basculement au conditionnement à l'éthanolamine a été réalisé le 4 octobre 2024 et est actuellement effectif sur tous les réacteurs du CNPE.
- Afin de prévenir des rejets de gaz iode radioactif à l'atmosphère de locaux identifiés à risque, un raccordement de ces locaux à une extraction d'air avec piège à iode est proposé.

### Bilan des rejets thermiques

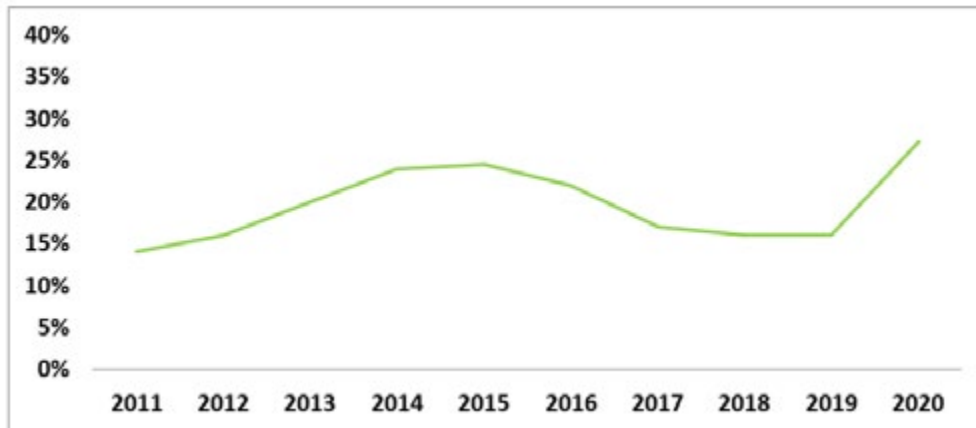
Sur la période décennale, les rejets sont conformes aux prescriptions réglementaires ; l'échauffement maximal entre l'amont et l'aval après mélange est de 0,91 °C.

EDF a fait des mesures de suivi de panache thermique en 2013. L'influence du panache thermique est visible sur les sections de mesure en travers de la Loire, avec un panache localisé vers la rive droite sur les premiers kilomètres et un étalement progressif lorsqu'on s'éloigne du CNPE, ce qui n'appelle pas de dispositions spécifiques.

Une étude prospective à partir des données du GIEC menée dans le cadre du RP4 900 montre, en tendance, des évolutions des moyennes annuelles des températures d'air comprises entre +1,1°C et +1,3°C en moyenne à horizon 2035. L'évolution des moyennes annuelles de températures de l'eau serait probablement inférieure à +1°C à horizon 2035. Les évolutions de débits moyens annuels de la Loire à Gien montrent une tendance à la baisse de l'ordre de -10% en moyenne à cet horizon de temps. Ces évolutions n'appellent pas de dispositions complémentaires côté « inconvénients ».

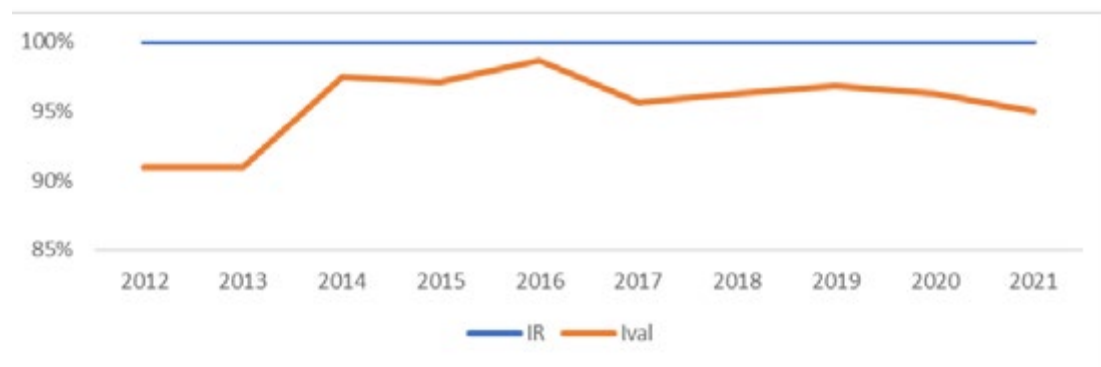
## Bilan des déchets

Sur le plan de la gestion des déchets, la période 2012-2021 a été marquée par la mise en place de dispositions d'amélioration de la maîtrise des entreposages des déchets radioactifs conditionnés ou en cours de conditionnement. A partir de 2015, l'évacuation de déchets historiques en vue de la préparation du grand carénage et des quatrièmes visites décennales a permis de faire diminuer le taux d'entreposage des déchets de très faible activité sur l'aire TFA (Cf. graphe ci-dessous). De plus la mise en place d'une campagne nationale d'évacuation d'outillages à rebuter et de déchets anciens a conduit notamment à évacuer une dizaine de conteneurs vers les bases externes de traitement de déchets à partir d'octobre 2020.



Évolution du taux d'occupation massique de l'aire TFA sur la période 2012 - 2021

Sur la période 2012-2021, le site a par ailleurs valorisé l'intégralité des déchets conventionnels réglementés (emballages, huiles, piles) et atteint plus de 95% de valorisation des déchets conventionnels non dangereux (liste verte, cf. graphe ci-dessous).



Évolution des indicateurs de valorisation des déchets réglementés (IR) et de la liste verte (Ival)

## Management de l'environnement

La certification ISO 14001 de l'ensemble des CNPE, intégrant la centrale de Dampierre-en-Burly, a été renouvelée en mai 2021. Le management de l'environnement s'appuie au quotidien sur un processus qui a pour finalités d'identifier, prévenir et maîtriser l'impact sur l'environnement, et contribuer à l'amélioration continue des performances dans le respect de la réglementation environnementale, ce qui a conduit par exemple :

- Au remplacement des différentes applications informatiques gérant les activités environnementales des sites nucléaires, par le Système d'Information pour les Rejets et l'Environnement du Nucléaire d'EDF (SIRENe).
- À la refonte du référentiel environnement.



## Surveillance de l'environnement

Depuis la mise en service des centrales nucléaires EDF, un programme de surveillance de l'environnement est mis en place, et EDF met en œuvre un processus d'amélioration des dispositifs de surveillance de l'environnement. Des contrôles quotidiens, hebdomadaires et mensuels sont réalisés dans l'écosystème terrestre, l'air ambiant, les eaux de surface et les eaux souterraines : chaque année, la centrale de Dampierre-en-Burly réalise plus de 20 000 mesures dont les résultats sont transmis à l'administration et utilisés dans les documents ou supports destinés au public.

## Biodiversité

En tant qu'utilisateur des espaces naturels terrestre et aquatique et en tant que propriétaire foncier, EDF est directement concerné par des enjeux liés à la biodiversité. La centrale de Dampierre en Burly s'engage pour préserver la biodiversité locale dans le cadre d'une politique volontaire d'amélioration des connaissances, de préservation de la faune et de la flore : par exemple des ruches sont installées depuis 2019 sur le site.



Une étude de pré-diagnostic a été réalisée en 2018 dans le cadre du 4<sup>e</sup> RP 900, qui montre que le site nucléaire est situé au sein de milieux anthropisés et semi-naturels, que les enjeux écologiques sur le site sont localisés sur les secteurs non industrialisés où l'entretien est important, et que les habitats présentant des enjeux écologiques se situent en dehors du site, en bordure de Loire, sur des espaces de surfaces relativement importantes et à vocation naturelle (boisements alluviaux) qui constituent des corridors écologiques de qualité.

# 5.2 Dispositions vis-à-vis de l'actualisation de l'appréciation des inconvénients

Conformément à l'arrêté INB et à la décision « environnement » de l'ASN<sup>15</sup>, une démarche d'actualisation de l'appréciation des inconvénients que les installations présentent pour les intérêts protégés est mise en œuvre dans le cadre du volet inconvénients du réexamen périodique.

## Analyse des performances des moyens de prévention et réduction des impacts et nuisances engendrés par la centrale de Dampierre-en-Burly

La prévention et la réduction des inconvénients et des déchets sont assurées par un ensemble de dispositions de conception, d'exploitation et de surveillance, optimisées au fil des années pour répondre aux évolutions environnementales, techniques et réglementaires. Leur choix est le résultat d'un travail d'analyse visant à définir un optimum global au regard de l'ensemble des contraintes environnementales et techniques, des exigences réglementaires et des coûts. La réalisation d'une veille technologique ainsi que la connaissance et l'analyse des pratiques internationales et des guides reconnus ont permis de valider les choix techniques et stratégiques faits par EDF pour la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly : au vu des enjeux environnementaux et des contraintes locales, ses performances environnementales globales permettent de considérer l'ensemble des dispositions mises en œuvre comme équivalentes aux meilleures techniques disponibles.

<sup>15</sup> Décision n°2013-DC-0360 de l'ASN, consolidée au 05 décembre 2016, relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base.

## Analyse de l'état chimique et radiologique de l'environnement

L'analyse de l'état chimique de l'environnement au voisinage de la centrale repose sur une comparaison des valeurs des paramètres chimiques, physico-chimiques et biologiques mesurés sur 10 ans aux stations situées en amont et en aval de la centrale. L'analyse de l'ensemble des données de surveillance de l'environnement aquatique au voisinage du site sur la chronique décennale 2010 - 2019 ne révèle pas d'impact du fonctionnement de la centrale sur l'écosystème de la Loire, et donc de nécessité de dispositions spécifiques sur ces points.

Les études radioécologiques du sol et de l'eau au voisinage de la centrale de Dampierre-en-Burly sur la période 2010-2019 mettent en évidence la présence majoritaire de la radioactivité d'origine naturelle (potassium 40 et béryllium 7). La radioactivité d'origine artificielle est principalement liée aux retombées atmosphériques globales (essais nucléaires aériens, accidents des centrales de Tchernobyl et de Fukushima-Daiichi), et, dans une moindre mesure, aux rejets autorisés d'effluents radioactifs réalisés par les centrales de Dampierre et de Belleville-sur-Loire situé en amont sur la Loire. Les rejets radioactifs de la centrale n'ont pas d'influence significative.

Les eaux souterraines font l'objet d'une surveillance régulière, avec plus de 1800 analyses en moyenne par an sur 34 piézomètres. Quelques marquages chimiques (phosphates, hydrocarbures) et radiologiques (tritium) ont fait l'objet de surveillances renforcées ou de dispositions correctives. Ces marquages ont été observés à l'intérieur du site et la surveillance mise en place a permis de s'assurer de leur caractère localisé. Concernant les sols, des zones d'investigation ont été définies en fonction des activités actuelles et passées en surface. Entre 2011 et 2020, 68 sondages ont été réalisés à des profondeurs pouvant aller jusqu'à 10 mètres, à des fins de prélèvements de sols et d'analyses chimiques et radiologiques : quelques marquages chimiques non significatifs ont été identifiés, ne nécessitant pas d'actions particulières.

Le réexamen des limites de rejets, fondé sur le retour d'expérience sur la période 2010-2019, a confirmé leur compatibilité avec les conditions d'exploitation de la centrale, excepté pour les limites en flux 24h des métaux totaux, du cuivre et du zinc, pour lesquelles une demande d'autorisation de modification a été instruite auprès de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, en lien avec la rénovation des condenseurs en laiton sur le CNPE. Les nouvelles décisions encadrant les rejets de la centrale de Dampierre-en-Burly ont été notifiées par l'ASN en septembre 2022.

Par ailleurs, les rejets d'effluents liquides radioactifs de la centrale font l'objet d'un contrôle par deux chaînes de mesure indépendantes avec arrêt automatique du rejet en cas d'anomalie sur l'une ou l'autre, ce qui est conforme à l'attendu au regard du risque de rejets hors limite.

## Déchets

Pour la période 2012-2021, au titre des dispositions vis-à-vis des déchets radioactifs, le site a conditionné plus de 24000 colis. De l'ordre de 2,6 % d'entre eux présentent des caractéristiques non compatibles avec les filières de traitement ou de stockage. Ils ont fait l'objet d'une étude particulière conduisant selon les cas à la reprise du conditionnement ou à la prise en compte d'une période de décroissance, avec un échéancier d'expédition du site au plus tôt.

## Émissions sonores

Une campagne de mesures acoustiques a été réalisée sur le site en février 2016. Sur la plage horaire la plus contraignante (22h à 7h), le supplément de bruit (émergence) apporté par la centrale par rapport au bruit ambiant reste inférieur au seuil admissible. Les objectifs réglementaires sont respectés, aucune disposition additionnelle n'est requise.



# 6

## Maintien dans le temps des installations

### 6.1 Maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence

La démarche de maîtrise du vieillissement et du traitement de l'obsolescence pour les réacteurs en fonctionnement d'EDF s'appuie sur :

- La maîtrise du vieillissement des systèmes, structures et composants.
- La maintenance.
- Le traitement de l'obsolescence des matériels et pièces de rechange.

Les principales dispositions prises ou proposées par l'exploitant dans ce domaine répondent à deux objectifs :

- Démontrer l'aptitude des matériels non remplaçables à assurer leur fonction après 40 ans :
  - Concernant la cuve du réacteur, dans le cadre du 4<sup>e</sup> Réexamen Périodique du palier 900 MWe
    - » L'épreuve hydraulique, réalisée pour la requalification complète du Circuit Primaire Principal (CPP) de Dampierre 3, est satisfaisante.
    - » Des dossiers de synthèse ont été constitués pour démontrer sa tenue en service selon une démarche déterministe conservatrice (neutronique, matériaux, mécanique, ...). Ils traitent à la fois de l'étude théorique du plus gros défaut générique hypothétique non détectable (couvrant toute les cuves des centrales 900 MWe) et des études spécifiques à chaque cuve selon les résultats des contrôles réalisés lors de la VD4.



» L'introduction d'hafnium, un matériau absorbeur de neutrons, dans les assemblages de combustible du réacteur de Dampierre 3, en face des zones de la cuve les plus irradiées par les neutrons, permet de réduire la fluence neutronique (flux de neutrons intégré dans la durée de fonctionnement du réacteur) vue par la cuve.

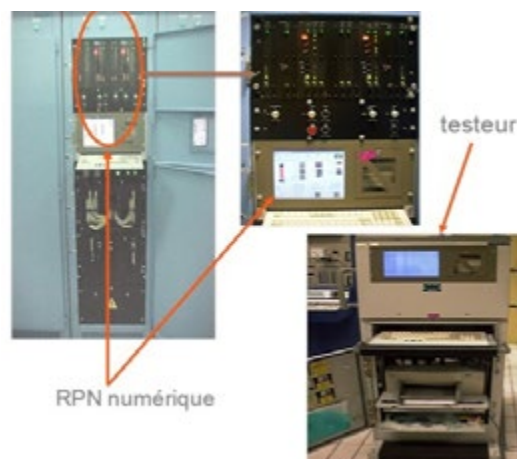


- Concernant les enceintes de confinement, leur état de performance mécanique fait l'objet d'un suivi en continu par les dispositifs d'auscultation (mesure de déformation par exemple) et d'une épreuve en pression de l'enceinte réalisée à chaque visite décennale. Cet essai s'est déroulé du 11 au 14 janvier 2024 sur l'enceinte de Dampierre 3 avec des résultats conformes aux attendus.

- Démontrer l'aptitude des matériels remplaçables à assurer leur fonction après 40 ans ou procéder soit à leur remplacement soit à leur rénovation.

Les composants dont les performances sont susceptibles de diminuer du fait de leur vieillissement et dont la défaillance peut avoir un impact sur la sûreté font l'objet d'un suivi documenté et mis à jour périodiquement : fiche d'analyse du vieillissement par matériel et dossier de synthèse d'aptitude à la poursuite du fonctionnement par réacteur. A ce titre, des inspections ainsi que des contrôles et actions de maintenance ont été réalisés lors de la VD4 sur les différents systèmes, structures et composants suivants : structure de génie civil, contrôle commande, câbles électriques qualifiés en ambiance nucléaire, traversées électriques, matériels mécaniques et électromécaniques, matériels électriques et instrumentation. Les dispositions matérielles induites par les conclusions de ces études sont mises en œuvre dans le cadre du RP4 900 dont les deux dispositions principales sont présentées ci-après.

### Modernisation du système de mesure de la puissance nucléaire (RPN)



#### Éléments de pédagogie

Le système de mesure de la puissance nucléaire (RPN) permet d'assurer la surveillance permanente de la puissance du réacteur.

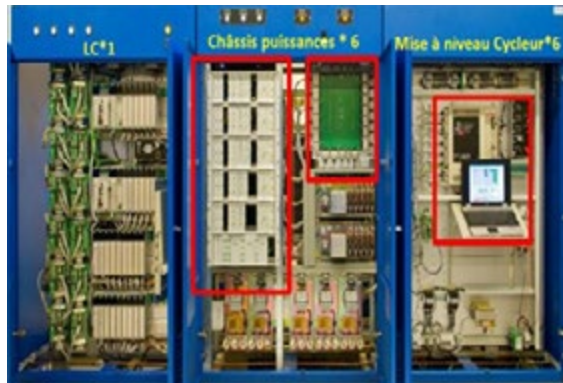


#### Description de la disposition

Remplacement du contrôle-commande analogique d'origine par une technologie numérique dérivée de celle des centrales nucléaires du palier 1300 MWe, en conservant toutes les fonctionnalités existantes.

Les principaux locaux concernés sont le bâtiment électrique et les locaux adjacents à la Salle De Commande (SDC).

## Traitement de l'obsolescence ou de la défaillance de composants du système de commande des grappes de contrôle du réacteur (RGL)



### Description de la disposition

Remplacement des armoires de régulation et de relayage et dépose de certains commutateurs devenant inopérants dans ces armoires.

Rénovation de la connectique associée.

Ces éléments de contrôle-commande sont principalement situés dans le bâtiment électrique et en salle de commande.

Dans le cadre de l'affaire de « Corrosion Sous Contrainte » sur les lignes auxiliaires du Circuit Primaire Principal (CSC) débutée fin 2021, une stratégie de traitement sur le Parc nucléaire et un programme de contrôles associé ont été définis, et sont revus périodiquement, en concertation avec l'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection. Les expertises réalisées sur les différents réacteurs du Parc ont permis de démontrer que les réacteurs de 900 MW, comme ceux de Dampierre-en-Burly, sont peu ou pas sensibles au phénomène de CSC.

## 6.2 Matériels qualifiés aux conditions accidentelles

La qualification aux conditions accidentelles est un processus qui vise à apporter la garantie que les matériels nécessaires sont aptes à remplir leurs fonctions de sûreté dans les situations accidentelles auxquelles ils doivent potentiellement faire face (pression, température, humidité, niveaux d'irradiation, séisme, ...). Initialement, la qualification des matériels aux conditions accidentelles a été établie en prenant comme hypothèse une durée de fonctionnement de 40 ans.

Le programme industriel d'EDF consiste, dans le cadre du 4<sup>e</sup> réexamen périodique, à démontrer le maintien de la qualification aux conditions accidentelles des matériels après 40 ans, ou à procéder à leur remplacement ou à leur rénovation.

Sur les matériels mécaniques, des expertises ont permis de vérifier que les mécanismes de vieillissement constatés sur la robinetterie et les pompes sont conformes à l'attendu et qu'ils n'ont pas mis en évidence de nouveaux mécanismes de vieillissement. L'aptitude au service de ces appareils après 40 ans est confirmée moyennant la poursuite des actions de maintenance visant à remplacer périodiquement les composants non métalliques sensibles au vieillissement.

Concernant les matériels électriques, le maintien de la qualification aux conditions accidentelles fait l'objet de plusieurs méthodes de justification allant de l'analyse au remplacement en passant par le prélèvement pour test. Le résultat de cette démarche graduée et exhaustive amène à un nombre significatif de remplacements préventifs de matériels des systèmes importants pour la sûreté qui ont été réalisés durant la VD4.

## Remplacement de composants électriques

### Description de la disposition

Remplacement de :

- disjoncteurs 48V et 125V,
- relais 48V et 125V,
- contacts auxiliaires,

sur 430 départs électriques.





# 7

## Conclusion

Pour le 4<sup>e</sup> réexamen périodique des réacteurs 900 MWe, EDF a retenu, comme orientation générale, de tendre vers les objectifs de sûreté nucléaire fixés pour les réacteurs de 3<sup>e</sup> génération dont le réacteur de référence EDF est l'EPR-Flamanville 3.

La réponse à cet objectif général commence par une vérification de la conformité des installations aux règles applicables, avec un nombre conséquent de contrôles sur le terrain, et le traitement réactif des éventuels constats.

Le réexamen se poursuit par la définition et la mise en œuvre des dispositions prévues par EDF pour tenir les objectifs d'amélioration de la sûreté définis selon les 4 grandes thématiques :

- **Accidents sans fusion du cœur** : baisse des conséquences radiologiques en dessous des seuils de mise en œuvre de mesures de protection d'urgence de la population,
- **Agressions** : prise en compte d'agressions de niveaux supérieurs : notamment sécheresse, canicule, inondation, séisme, et mise en place d'équipements « Noyau Dur » pour renforcer la robustesse des installations aux agressions extrêmes de type séisme, tornade et inondation,
- **Piscine combustible** : mise en place d'un moyen supplémentaire de refroidissement, indépendant des équipements existants,
- **Accidents avec fusion du cœur** : ajout de dispositions, dont les équipements dits « Noyau Dur », pour rendre extrêmement improbables les rejets précoces et importants, et éviter les effets durables dans l'environnement.

Il s'agit d'une démarche de sûreté de grande ampleur pour le Parc nucléaire en fonctionnement, avec des évolutions majeures de conception et d'exploitation qui ont fait l'objet d'analyses d'impact approfondies. Aussi des actions de formation et d'accompagnement des équipes qui exploiteront les nouvelles dispositions ont été mises en place.

Par ailleurs, EDF a réalisé le réexamen des inconvénients de l'installation (effets sur l'environnement en fonctionnement normal) : vérification du respect de la réglementation, bilans pluriannuels des prélèvements et consommation d'eau, des rejets, des nuisances et de la gestion des déchets. Au vu des enjeux environnementaux et des contraintes locales de la centrale de Dampierre-en-Burly, des dispositions au niveau des meilleures techniques disponibles ont été prises dans les années précédentes. De plus, l'analyse des données de surveillance chimique, écologique et radiologique, n'a pas montré d'influence significative de l'installation sur l'environnement.

Enfin, le 4<sup>e</sup> réexamen périodique comporte un volet relatif au maintien dans le temps des installations : vieillissement, obsolescence et qualification des matériels aux conditions accidentelles. Il s'appuie sur un programme conséquent de vérifications de l'aptitude des matériels à remplir leurs fonctions, avec le remplacement de certains de ces matériels.

À l'issue de l'enquête publique, EDF mettra en œuvre les dispositions retenues pour la suite du réexamen de Dampierre 3 lors des prochains arrêts programmés de l'installation.



# Glossaire

ACRONYME	Désignation
4 <sup>e</sup> RP 900	4 <sup>e</sup> Réexamen Périodique des réacteurs de 900 MWe
AAC	Arrêt à Chaud
AAR	Arrêt Automatique du Réacteur
ACEM	Assemblages de Combustible En cours de Manutention
AIEA	Agence Internationale de l'Energie Atomique (en anglais IAEA : International Atomic Energy Agency)
AIF	Analyse Impact Foudre
AIP	Activité Importante pour la Protection des intérêts
AMC	Arrivée Massive de Colmatants (branchages, feuilles, éléments charriés par le fleuve)
AN	Arrêt Normal
ANCCLI	Association Nationale des Comités et Commissions Locales d'Information
ANDRA	Agence Nationale pour la gestion des Déchets RAdioactifs
AN/GV	Arrêt Normal sur Générateurs de Vapeur (GV)
AN/RRA	Arrêt Normal sur RRA
AP	Affaire Parc
APG	Système des purges des Générateurs de Vapeur
API	Arrêt Pour Intervention
API SO	Arrêt Pour Intervention Primaire Suffisamment Ouvert
APR	Arrêt Pour Rechargement

ACRONYME	Désignation
APRP	Accident de Perte de Réfrigérant Primaire
APRP 2A	Accident de Perte de Réfrigérant Primaire Brèche guillotine doublement débattue
APRP BI	Accident de Perte de Réfrigérant Primaire Brèche Intermédiaire
ARE	Système d'alimentation normale des Générateurs de Vapeur
ASG	Système d'alimentation de secours des Générateurs de Vapeur
ASG-ND	Système de refroidissement secondaire « Noyau Dur »
ASN - ASNR	Autorité de Sûreté Nucléaire / Depuis le 1 <sup>er</sup> janvier 2025, l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) créée par la loi relative à l'organisation de la gouvernance de la sûreté nucléaire et de la radioprotection du 21 mai 2024 a démarré au 1 <sup>er</sup> janvier 2025. Elle est issue de la fusion de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).
ASNR	Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection
ATEX	Atmosphère Explosive
ATWS	Anticipated Transient Without Scram (Transitoire sans arrêt automatique du réacteur)
BAC	Bâtiment des Auxiliaires de Conditionnement
BAN	Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires
BK	Bâtiment combustible
BL	Bâtiment des locaux électriques
BLEVE	Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion (vaporisation violente à caractère explosif consécutive à la rupture d'un réservoir contenant un liquide à une température significativement supérieure à sa température d'ébullition à la pression atmosphérique)
BONNA (tuyauterie)	Conduite en béton Ame Tôle
BPVA	Basse Pression Vapeur Avancée
BR	Bâtiment Réacteur
BT	Basse Tension
BW	Bâtiment des locaux périphériques du BR
Cb	Concentration en Bore
CBAT	Conduite en Béton Ame Tôle
CC ND	Contrôle-Commande « Noyau Dur »
CCL	Centre de Crise Local
CDG	Mauvais positionnement, Chute De Grappes ou d'un groupe de grappes
CDU	Critère de Défaillance Unique
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique et aux énergies alternatives
CEM	Compatibilité ElectroMagnétique
CEPP	Circuit d'Étanchéité des Pompes Primaires
CFC	Condition de Fonctionnement Complémentaire
CFI	Filtration de l'eau de circulation
CLA	Clapot

ACRONYME	Désignation
CNCE	Compagnie Nationale des Commissaires Enquêteurs
CNDP	Commission Nationale du Débat Public
CNI	Chaîne d'instrumentation nucléaire Niveau Intermédiaire
CNP	Chaîne d'instrumentation nucléaire Niveau Puissance
CNPE	Centre Nucléaire de Production d'Electricité
CNS	Chaîne d'instrumentation nucléaire Niveau Source
CPP	Circuit Primaire Principal
CPY	Ensemble de réacteurs de 900 MWe de conception similaire (regroupe les Paliers CP1 et CP2)
CSA	Centre de Stockage de l'Aube (ANDRA)
CSC	Corrosion Sous Contrainte
CSP	Circuit Secondaire Principal
DA	Dossier d'Amendement
DAC	Dossiers d'Analyse du Comportement
DAM	Centrale Nucléaire de Dampierre-en-Burly
DAM 1,2,3,4	Unités de production n°1, n°2, n°3, n°4 de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly
DAO	Dispositif d'Auscultation Optimal
DAPE	Dossier d'Aptitude à la Poursuite d'Exploitation
DC	Domaine Complémentaire ou Disposition Complémentaire
DCA	Système de protection contre les ondes de choc
DCC-LH	Défaillance de Cause Commune des tableaux LH
DCH	Direct Containment Heating (Echauffement Direct de l'Enceinte)
DDOCE	Dégradation ou Dysfonctionnement d'Ouvrages, de Circuits ou d'Equipements
DEL	Système de Production et distribution d'eau glacée des locaux électriques groupes frigorifiques
DEG	Système de Production et distribution d'eau glacée des locaux ASG
DIL	Dilution incontrôlée d'acide borique
DMCP	Dépressurisation Momentanée du Circuit Primaire
DMRI	Démarche de Maitrise du Risque Incendie
DOR	Dossier d'Orientations du Réexamen périodique
DP	Demande Particulière
DPN	Direction de la Production Nucléaire (EDF)
DRR	Dossiers de Référence Réglementaires
DUS	Diesel d'Ultime Secours
DUV	Système de ventilation des locaux du DUS
DVC	Système de ventilation et conditionnement d'air des locaux - Salle de commande et divers

ACRONYME	Désignation
DVD	Système de ventilation et conditionnement d'air des locaux - Locaux diesel
DVE	Système de ventilation et conditionnement d'air des locaux - Entrepont de câblage
DVF	Système de contrôle des fumées des locaux électriques
DVG	Système de ventilation des mécanismes de commande de grappes et pompes ASG
DVH	Système de ventilation de secours d'air des locaux - Locaux de pompes de charge
DVI	Système de ventilation des locaux RRI
DVK	Système de ventilation et conditionnement d'air des locaux - Bâtiment combustible
DVL	Système de ventilation et de conditionnement d'air des locaux - Bâtiment électrique
DVN	Système de ventilation et conditionnement d'air des locaux - Bâtiment des auxiliaires nucléaires
DVP	Système de ventilation et chauffage de la station de pompage
DVS	Système de ventilation des locaux des moteurs des pompes EAS et RIS-ISBP - Bâtiment des auxiliaires de sauvegarde
DVW	Système de ventilation des locaux périphériques
EAS	Système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement
EAS-ND	Système d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte
EAU	Système d'instrumentation de l'enceinte (auscultation et mesures sismiques)
EBA	Système de ventilation de balayage en circuit ouvert tranche à l'arrêt du bâtiment réacteur
EC	Ecart de Conformité
ECOT	Examen de CONformité des Tranches
ECP	Procédures de conduite accidentelle du Circuit Primaire
ECS	Evaluations Complémentaires de Sûreté
ED	Essais Décennaux
EDA	Équipements de Disposition Agression
EDF	Electricité de France
EDG	Ejection D'une Grappe
Effets Dominos	Action d'un phénomène dangereux affectant une ou plusieurs installations d'un établissement qui pourrait déclencher un autre phénomène sur une installation ou un établissement voisin, conduisant à une aggravation générale des effets du premier phénomène
Effet falaise	Altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.
EF2 - EF4	Niveaux d'intensité sur l'échelle Enhanced Fujita (échelle de Fujita améliorée, ou EF selon l'anglais Enhanced Fujita, est une échelle de classement de la force des tornades selon les dommages causés)
EIP	Élément Important pour la Protection des intérêts
EIPI	Élément Important pour la Protection des intérêts vis-à-vis des Inconvénients
EIPR	Élément Important pour la Protection des intérêts vis-à-vis des Risques conventionnels

ACRONYME	Désignation
EIPS	Elément Important pour la Protection des intérêts vis-à-vis des risques Sûreté (incidents et accidents radiologiques)
EJP	Etude Justificative Particulière
EN	Equipements Nécessaires
END	Essai Non Destructif
EP	Essai Périodique
EPI	Equipement de Protection Individuelle
EPP	Pseudo-Système Étanchéité et contrôle des fuites de l'enceinte
EPR	European Pressurised Reactor - Réacteur à Eau Pressurisée. Appartient à la troisième génération de réacteur électronucléaire
EPRESSI	Méthode d'Evaluation des Performances Réelles des Eléments de Sectorisation Sous Incendie
EPRI	Electric Power Research Institute (institut de recherche sur l'énergie électrique est un institut qui réalise des recherches pour l'industrie de production électrique des États-Unis)
EPS	Etudes Probabilistes de Sûreté
ER	Essai de Requalification
ESP	Enceinte à Simple Paroi
ESPN	Equipement Sous Pression Nucléaire
ESS	Événement Significatif pour la Sûreté
ETY	Système de décompression de l'enceinte - Contrôle taux d'hydrogène en cas d'accident
EVC	Système de ventilation du puits de cuve
EVF	Système de ventilation et filtration interne du bâtiment réacteur
FAIOp	Fiche d'Action Incendie Opérateur
FARN	Force d'Action Rapide du Nucléaire
FAV	Fiche d'Analyse du Vieillissement
FE	Fiche d'Ecart
FLA3	Unité de production n°3 (EPR) de la centrale nucléaire de Flamanville
FMGC	Fiches de Maintenance Génie-Civil
FPPI	Fonctionnement Prolongé à Puissance Intermédiaire
GC	Génie Civil
GCTa	Système de contournement de la turbine principale avec évacuation directe à l'atmosphère de la vapeur produite par les Générateur de Vapeur
GES	Groupe électrogène de Secours
GHE	Système Huile d'étanchéité de l'alternateur
GIEC	Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat
GMPP	Groupe Motopompe Primaire
GNU	Parc à Gaz

ACRONYME	Désignation
GP/GPE	Groupe Permanents d'experts
GPO	Groupe permanent d'orientations
GPR	Groupe Permanent d'experts pour les Réacteurs
GRV	Système de remplissage et vidange de dihydrogène (H2) de l'alternateur
GUS - GeUS	Groupe électrogène d'Ultime Secours
GSE (CP1)	Système de sécurités turbine (CP1)
GV	Générateur de Vapeur
H1	Perte totale de la source froide
H2	Perte totale de l'alimentation des Générateurs de Vapeur
H3	Perte totale des alimentations électriques
H4	Mise en œuvre d'un secours mutuel des moyens de pompage de l'injection de sécurité et de l'aspersion en situation accidentelle
HCTISN	Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire
HDU	Bâtiment abritant le Diesel d'Ultime Secours
Hf	Hafnium : matériau réduisant le flux neutronique auquel est soumis la cuve
HT	Haute Tension
HTA	Haute Tension A
HTB	Haute Tension B
ICB	Interaction Corium Béton
ICPE	Installation Classée pour la Protection de l'Environnement
IEM	Interférences Électromagnétiques
IOTA	Installations, Ouvrages, Travaux et Aménagements
IGALL	International Generic Ageing Lessons Learned (Programme intégré de gestion du vieillissement de l'AIEA)
INB	Installation Nucléaire de Base
INES	International Nuclear Event Scale (Échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques)
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire)
IPG	Interaction Pastille-Gaine
IPS	Important Pour la Sûreté, classé de sûreté
IPS-NC	Important Pour la Sûreté, Non Classé de sûreté
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
IS	Injection de Sécurité
ISBP	Injection de Sécurité à Basse Pression
ISHP	Injection de Sécurité Haute Pression
JDT	Système de détection incendie

ACRONYME	Désignation
JPD	Système de Distribution d'eau incendie hors îlot nucléaire
JPI	Système de Protection incendie de l'îlot nucléaire
JPL	Système de Protection incendie des locaux électriques
JPP	Système de Production d'eau incendie
KER	Système recueil, contrôle et rejet des effluents liquides de l'îlot nucléaire
KHY	Système de détection d'hydrogène dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires
KIS	Système d'instrumentation sismique
KPR	Panneau de repli
KPS	Panneau de sûreté
KRG	Système de régulation générale
KRT	Système de mesures de radioprotection
KSC	Système d'instrumentation salle de Commande
KUS	Système de contrôle commande du système LHU
LAA	Production 230 V continu pour l'alimentation des onduleurs de production 220 VAC sans coupure LNE
LBi	Production et distribution 125 V continu
LCi	Production et distribution 48 V continu
LDA	Production et distribution 30 V continu de régulation
LDi	Distribution 30 V continu
LGi	Distribution 6,6 kV non secourue
LHA/B	Distribution 6,6 kV alternatif secourue
LHC	Distribution 6,6 kV secourue
LHP/Q	Production 6,6 kV alternatif secouru (groupes électrogènes)
LHT	Diesel de secours
LHU	Production 6,6 kV secouru (Source autonome - DUS)
LKi	Distribution 380 V non secourue
LIE	Limite Inférieure d'Explosivité
LLi	Distribution 380 V secourue
LLS	Turboalternateur de secours
LNi	Production et distribution 220 V alternatif
LUU	Production et distribution 380 V de secours
MC	Maintenance Conditionnelle
MCG	Mécanismes de Commande de Grappes
MDTE	Manque De Tension Externe
MEL	Masse et Energie Libérées
MFEAN 0%PN	Mauvais Fonctionnement de l'Eau Alimentaire Normale 0%PN

ACRONYME	Désignation
MFEAN 100%PN	Mauvais Fonctionnement de l'Eau Alimentaire Normale 100%PN
MLC	Moyens Locaux de Crise
MOX	Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium (UO2 et PuO2) issus du traitement
MQCA	Matériel Qualifié au Conditions Accidentelles
MRI	Maîtrise du Risque Incendie
MS	Maintenance Systématique
MTD	Meilleure Technique Disponible
MWe	MegaWatt électrique
N4	Ensemble de réacteurs de 1450 MWe de conception similaire
ND	Noyau Dur
NRO	Note de Réponses aux Objectifs
NSO	Non Suffisamment Ouvert
NSQP	Note de Stratégie de Qualification Progressive
OCDE	Organisation de Coopération et de Développement Economiques
OISP	Ouverture Intempestive d'une Soupape de sûreté du Pressuriseur
OISS	Ouverture Intempestive d'une Soupape Secondaire à 0%Pn
PA	Produits d'Activation
PAI	Plan d'Action Incendie
PAV	Plan d'Actions Ventilation
PARITE MOX	Gestion combustible
PBES	Plus Basses Eaux de Sécurité
PBMP	Programme de Base de Maintenance Préventive
PCC	Plant Condition Category (catégories de fonctionnement)
PEAN	Perte de l'Eau Alimentaire Normale
PEE	Procédures d'Exécution d'Essais
PEPSSI	Principe d'Evaluation Pour la Suffisance des éléments de Sectorisation Incendie
PF	Produits de Fission
PFG	Possibilité de Feu Généralisé
PFI	Pluie de Forte Intensité
PFL	Possibilité de Feu Localisé
PGGV	Projectiles Générés par Grand Vent
PGVE	Projectiles Générés par les Vents Extrêmes
PIC	Programme d'Investigations Complémentaires
PIJ-ND	Pompe d'Injection aux Joints des Groupes MotoPompes Primaires « Noyau Dur »
PLMV	Programme Local de Maîtrise du Vieillessement

ACRONYME	Désignation
PLU	Pluies locales
PMC	Système de manutention du combustible
PMOX	PARITE MOX - Gestion combustible
Pn	Puissance nominale du cœur
PNPP	Programmation Nationale Par Palier
PPDP	Perte Partielle de Débit Primaire
PPI	Plan Particulier d'Intervention
PPR	Programme de Principe de Requalification
PSCC	Panneau de Signalisations et Commandes Complémentaires
PSPR	Poste de Supervision de la Prévention des Risques
PT ASN	Prescription Technique ASN
PTAE	Perte Totale des Alimentations Electriques Externes et des diesels principaux
PTC	Perte Totale de Charge et/ou déclenchement de la turbine
PTR	Système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines
PTR-bis	Système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines supplémentaire
PUI	Plan d'Urgence Interne
PV	Protection Volumétrique
PZR	Pressuriseur
R&D	Recherche et Développement
R1GP	Retrait d'une Grappe de régulation en Puissance
RAG	Réaction Alkali-Granulat
RAM	Système d'alimentation électrique des mécanismes de commande des grappes
RAP	Recombineurs Autocatalytiques Passifs
RAZ	Système de stockage et distribution d'azote (pour les besoins nucléaires)
RBPP	Rotor Bloqué d'une moto-Pompe Primaire
RCD	Réacteur Complètement Déchargé
RCR	Rapport de Conclusions du Réexamen périodique
RCP	Circuit primaire
RCV	Système de contrôle chimique et volumétrique de l'eau du circuit primaire
RDI	Risques d'effets Dominos Internes
RDP	Réservoir de Décharge du Pressuriseur
RDS	Rapport de Sûreté
REA	Système d'appoint en eau et en bore
RECS	Rapports d'Evaluation Complémentaire de Sûreté
REP	Réacteur à Eau Pressurisée

ACRONYME	Désignation
REU	Risque d'Eclatement Unitaire
REX	Retour d'Expérience
RFC	Risque de Fusion du Cœur
RFDP	Réduction Forcée du Débit Primaire
RFS	Règle Fondamentale de Sécurité
RGE	Règles Générales d'Exploitation
RGL	Système de commande des grappes de contrôle du réacteur
RGV	Remplacement de Générateur de Vapeur
RIC	Système d'instrumentation interne du cœur
RIE	Risques explosions dus à un Incendie généralisé d'origine Externe
RIS	Système de sauvegarde et de protection du circuit primaire (injection de sécurité)
RNP	Remontée de Nappe Phréatique
ROR	Rupture d'un Ouvrage de Retenue
RP	Réexamen périodique
RP4	4 <sup>e</sup> réexamen périodique
RP4 900	4 <sup>e</sup> Réexamen Périodique des réacteurs de 900 MWe
RP	Réacteur en Puissance
RPE	Circuit de collecte des effluents de l'îlot nucléaire
RPC	Règles Particulières de Conduite
RPN	Système de mesure de la puissance nucléaire
RRA	Système de Refroidissement du Réacteur à l'Arrêt
RRB	Système de Réchauffage du Bore
RRI	Système de Refroidissement Intermédiaire
RSI	Réaction Sulfatique Interne
RTE	Rupture d'une Tuyauterie d'Eau alimentaire principale
RTGV	Rupture de Tube de Générateur de Vapeur
RTGV3	Rupture d'un Tube de Générateur de Vapeur de catégorie 3
RTGV4	Rupture d'un Tube de Générateur de Vapeur de catégorie 4
RTHE	Rupture d'une Tuyauterie Haute Energie
RTV	Rupture de Tuyauterie Vapeur
RTV3	Rupture importante d'une Tuyauterie Vapeur
SAPA	Station d'Accueil des Petites Applications
SAR	Système de distribution d'air comprimé de régulation
SDC	Salle de Commande
SDD	Séisme De Dimensionnement

ACRONYME	Désignation
SEC	Système d'eau brute secourue
SEG	Système Source d'Eau diversifiée
SEI	Seuil des Effets Irréversibles
SEL	Seismic Equipment List (liste des équipements sismiques)
SELS	Seuil des Effets Létaux Significatifs
SER	Système de stockage et distribution d'eau déminéralisée
SF-ND	Source Froide Noyau Dur
SGZ	Système de stockage de gaz
SIP C	Partie contrôle du Système d'Instrumentation Process
SIRENE	Système d'Information pour les Rejets et l'Environnement du Nucléaire d'EDF
SMHV	Séisme Majoré Historiquement Vraisemblable
SMS	Séisme Majoré de Sécurité
SND	Séisme Noyau Dur
SOH	Facteurs Sociaux, Organisationnels et Humains
SRI	Situation de référence pour le Risque d'Inondation
SSC	Systèmes, Structures et Composants
TA	Transformateur Auxiliaire
TAM	Tampon d'Accès Matériel
TAS	Turboalternateur de secours
Td	Température de disponibilité du matériel
TE	Température Exceptionnelle
TEG	Système de Traitement des Effluents Gazeux
TEP	Système de Traitement des Effluents Primaires
TEPCO	Tokyo Electric Power Company - Compagnie japonaise de production d'électricité
TEU	Système de Traitement des Effluents Usés
TFA	Très Faiblement Actif
THE	Tuyauteries à Haute Energie
TLD	Température Longue Durée
Tnd	Température de non-détérioration
TOR	Tout Ou Rien
TP	Transformateur Principal
Tranche	Unité de production
TRICE	Toxique Radioactif Inflammable Corrosif Explosif
TS	Transformateur de Soutirage
TSD	Terme Source Débris

ACRONYME	Désignation
TTS	Tranche Tête de Série
U3	Procédure Ultime n°3 - Mise en place des moyens mobiles de secours des systèmes EAS et ISBP
U5	Procédure Ultime n°5 - Dépressurisation et filtration des rejets, utilisée en cas de montée lente en pression de l'enceinte après un accident avec fusion du cœur
VD2	Deuxième Visite Décennale
VD3-900	Troisième Visite Décennale des réacteurs de 900 MWe
VD4-900	Quatrième Visite Décennale des réacteurs de 900 MWe
VP	Visite Partielle
WANO	World Association of Nuclear Operators (Association mondiale des exploitants nucléaires)
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Association des régulateurs nucléaires d'Europe occidentale)
ZII	Zones d'Inondation Interne



EDF SA  
22-30, avenue de Wagram  
75382 Paris cedex 08  
Capital de 1868 467 354 euros  
552 081 317 RCS Paris  
[www.edf.fr](http://www.edf.fr)

EDF  
Direction Production Nucléaire  
CNPE de Dampierre-en-Burly  
BP 18  
45570 DAMPIERRE-EN-BURLY  
<https://www.edf.fr/dampierre>